

JAERI-Data/Code

2001-012



JP0150372



核燃料サイクルシステム
安全性評価のための基礎データ

2001年3月

野村 靖・玉置 等史・伊藤 千浩*・三枝 利有*

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布を行っております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2001

編集兼発行 日本原子力研究所

核燃料サイクルシステム安全性評価のための基礎データ

日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター燃料サイクル安全工学部
野村 靖 ・ 玉置 等史⁺ ・ 伊藤 千浩* ・ 三枝 利有*

(2001年2月1日受理)

石油、石炭などの天然資源の少ない我が国にとって、今後とも、経済・文化のレベルを維持した国民生活を送るためには、使用済燃料を再処理して新たに有用な核燃料を生産し、それを発電炉に供給する核燃料サイクルシステムを確立することは不可欠である。しかし、現状では、使用済燃料の蓄積が進んでおり、当面、安全性を確保しつつ使用済燃料を暫定的に貯蔵するシステムの確立が望まれる。ここでは、種々考えられる核燃料サイクルのオプションを、安全性、経済性、社会的受容性の観点から比較検討し、最適なシステムを提案するために、原研及び電中研が開発・整備・検討した評価手法を評価例とともに紹介した。また、主として核燃料サイクル関連施設の安全性評価に関連した重要なデータ及び手法について、これまで原研及び電中研が調査した結果の中から、主要事項をまとめた。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

+ 安全試験部

* (財) 電力中央研究所

Basic Data for Integrated Assessment of Nuclear Fuel Cycle System

Yasushi NOMURA, Hitoshi TAMAKI⁺, Chihiro ITO* and Toshiari SAEGUSA*

Department of Fuel Cycle Safety Research
Nuclear Safety Research Center
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received February 1, 2001)

In our country, where natural energy resources such as oil and coal are scarce, it is vital to establish a nuclear fuel cycle to reprocess spent fuel and reuse valuable nuclear fuel in electric power generation reactors. However spent fuel is now being accumulated too much so that, for the time being, it is necessary to establish a system for tentatively storing spent fuel. In this report, in order to deal with these issues, evaluation methods, which were developed, prepared and discussed by *Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI)* and *Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI)*, are rendered together with sample results of their application. Also reported is some important information on the data and methods for the safety assessment of nuclear fuel cycle facilities, which have been surveyed by *JAERI* and *CRIEPI*.

Keywords: Integrated Assessment, Nuclear Fuel Cycle System, Spent Fuel,
Reprocessing, Storage, Transport, Safety Assessment, Basic Data

+ Department of Safety Research Technical Support

* Central Research Institute of Electric Power Industry

目 次

1.	はじめに	1
2.	評価の枠組み	4
2.1	全体構成	4
2.2	評価の方法	5
3.	基礎データの調査	10
3.1	核燃料サイクル全般に関するデータ	10
3.2	原子力発電所に関するデータ	15
3.3	核燃料施設等に関するデータ	19
3.3.1	採鉱・転換・濃縮・加工に関するデータ	19
3.3.2	使用済燃料の貯蔵・輸送に関するデータ	20
3.3.3	再処理に関するデータ	35
3.3.4	廃棄物の処理・処分に関するデータ	37
3.3.5	デコミに関するデータ	39
3.4	環境影響評価に関するデータ	40
3.4.1	放射線被曝の概要	40
3.4.2	各放射線源からの被曝	40
4.	計算コードの調査	43
4.1	核燃料サイクル全般に関する計算コード	43
4.1.1	物流計算コード	43
4.1.2	核燃料輸送容器の安全性に関する計算コード	66
4.2	原子力発電所の安全性に関する計算コード	72
4.2.1	確率論的安全評価に関する計算コード	72
4.2.2	シビアアクシデントに関する計算コード	76
4.2.3	ヒューマンファクターに関する計算コード	79
4.2.4	事故・故障の分析・評価に関する計算コード	81
4.2.5	原子力発電プラントデータベースに関する計算コード	82
4.2.6	緊急技術助言対応システムに関する計算コード	82
4.3	核燃料施設等の安全性に関する計算コード	83
4.3.1	再処理施設の安全性評価に関する計算コード	83
4.3.2	確率論的安全評価に関する計算コード	89
4.4	環境影響評価に関する計算コード	94
5.	おわりに	96
	参考文献	97
	付録Ⅰ 核燃料サイクルシステムの総合的比較評価の例	98
	付録Ⅱ 核燃料サイクル物流評価の例	105
	付録Ⅲ リサイクル燃料資源貯蔵方式の経済性評価の例	114

Contents

1	Introduction	1
2	Scope of Assessment	4
2.1	Overview of Assessment	4
2.2	Assessment Methods	5
3	Survey of Basic Data	10
3.1	Data on Overall Nuclear Fuel Cycle	10
3.2	Data on Nuclear Power Generation Stations	15
3.3	Data on Nuclear Fuel Facilities.....	19
3.3.1	Data on Uranium Mining, UF ₆ Conversion, ²³⁵ U Enrichment, UO ₂ Fuel Fabrication	19
3.3.2	Data on Spent Nuclear Fuel Transportation and Storage	20
3.3.3	Data on Spent Nuclear Fuel Reprocessing	35
3.3.4	Data on Radioactive Waste Management	37
3.3.5	Data on Decommission of Nuclear Facilities	39
3.4	Data on Environment Safety	40
3.4.1	Gist of Radiation Exposure	40
3.4.2	Exposure from Individual Radiation Source	40
4	Survey of Computer Codes	43
4.1	Computer Codes for Overall Nuclear Fuel Cycle	43
4.1.1	Material Flow Calculation Codes	43
4.1.2	Transportation Safety Codes	66
4.2	Computer Codes Concerning Reactor Safety	72
4.2.1	Probabilistic Safety Analysis Codes	72
4.2.2	Severe Accident Analysis Codes	76
4.2.3	Human Factor Analysis Codes	79
4.2.4	Accident/event Analysis and Evaluation Codes	81
4.2.5	Reactor Plant Data Base	82
4.2.6	Emergency Technical Advise Corresponding System	82
4.3	Computer Codes Concerning Nuclear Fuel Facility Safety	83
4.3.1	Deterministic Safety Assessment Codes	83
4.3.2	Probabilistic Safety Analysis Codes	89
4.4	Computer Codes Concerning Environmental Safety	94
5	Concluding Remarks	96

References	97
Appendix I Example of Integrated Comparative Evaluation of Nuclear Fuel Cycle System	98
Appendix II Example of Material Flow Analysis of Nuclear Fuel Cycle--	105
Appendix III Example of Economic Evaluation for Storage Systems of Recycled Nuclear Fuel Source	114

This is a blank page.

図 一覧

- 2.1 原子燃料サイクルと高レベル放射性廃棄物
- 2.2 燃料サイクルシステムの総合的評価手法の開発
- 2.3 核燃料サイクルシステムの総合的比較評価の流れ
- 2.4 核燃料サイクルシステム総合比較評価のための階層構造モデル
 - 3.1.1 核燃料サイクルにおけるウランの流れ
 - 3.2.1 我が国の原子力発電所稼動状況（1998年現在）
 - 3.3.1 我が国の使用済燃料発生、輸送及び貯蔵の現状
 - 3.3.2 放射能強度、発熱量及び中性子放出量の各種使用済燃料に関わる比
 - 3.3.3 使用済燃料に関わる各種貯蔵施設の概略図
 - 3.3.4 使用済燃料貯蔵方式の経済性比較の例（高燃焼度・BWR）
 - 3.3.5 敷地外使用済燃料貯蔵方式と貯蔵単価の比較
 - 3.3.6 コンクリート・モジュール貯蔵の技術的開発課題
 - 3.3.7 コンクリート容器・構造物の検討課題
 - 3.3.8 再処理施設全体工程概略図
 - 4.1.1 モデル化された燃料サイクルシステム
 - 4.1.2 原子炉の新燃料装荷・使用済燃料排出の計算モデル例
 - 4.1.3 核燃料サイクル関連施設間の輸送
 - 4.1.4 典型的な使用済燃料輸送容器の構造例
 - 4.1.5 放射性物質輸送物に課せられる一般及び特別の試験条件
 - 4.2.1 NUREG-1150における炉心損傷頻度の相対的確率の評価結果（内的事象）
 - 4.2.2 NUREG-1150における格納容器破損モードの相対的確率の評価結果（内的事象）
 - 4.3.1 プルトニウム最終精製サイクル工程モデル
 - 4.3.2 プルトニウム蒸発缶におけるレッドオイル爆発シナリオ
 - 4.4.1 (1) 確率論的環境影響評価手法の基本的骨格と評価の流れ
 - 4.4.1 (2) 事故放出核種の生態圏移行と被曝経路
 - I.1 個別指標及び総合指標となる各判断要素の重要度評価結果
 - I.2 核燃料サイクルオプションの重要度評価結果
 - I.3 総合評価結果
 - II.1 炉型別発電量の年毎の推移（入力データ）
 - II.2 炉型別濃縮ウラン燃料製造量年毎の推移
 - II.3 炉型別ウラン濃縮量の年毎の推移
 - II.4 炉型別天然ウラン（UF₆）所要量の年毎の推移
 - II.5 炉型別の再処理施設の処理量の年毎の推移

- II.6 炉型別使用済ウラン燃料発生量の年毎の推移
- II.7 廃棄物量例（元素群 1）の年毎の推移
- III.1 プール貯蔵施設の概要（貯蔵容量 5,000tU）
- III.2 キャスク貯蔵施設の概要（貯蔵容量 5,000tU）
- III.3 貯蔵単価の比較
- III.4 キャスク費用と貯蔵単価
- III.5 割引率に関する感度解析（5,000tU）

表 一覧

- 3.1.1 日本人 1 人が 1 年間に発生させている廃棄物量
- 4.3.1 落下衝撃 FP 放出率（ANSI 推奨値）
- 4.3.2 液プール FP 放出率（ANSI 推奨値）
- 4.3.3 火災時 FP 放出率（ANSI 推奨値）
- 4.3.4 爆発時 FP 放出率（ANSI 推奨値）
- 4.3.5 臨界事故時 FP 放出率（ANSI 推奨値）
- 4.3.6 粒子フィルター FP 透過率（ANSI 推奨値）
- 4.3.7 ハロゲンフィルター FP 透過率（ANSI 推奨値）
- 4.3.8 その他メカニズムの FP 放出率（ANSI 推奨値）
- III.1 貯蔵コスト [円/kWh]

1. はじめに

我が国の国土は狭く、四面海洋に囲まれている特殊事情を考慮すると、エネルギー資源を海外に頼らざるを得ないこととなる。水力として利用できる地形はほぼ開発し尽くした感があり、石炭・石油などの火力は主として環境に放出される炭酸ガスの温室効果から敬遠されるばかりか、石油については輸出もとの中東アラブ地域の政情の不安定さを考慮するとエネルギーセキュリティーの観点から絶対の信頼性を置くことはできない。しかも、これらの化石燃料の採掘可能なものは、早晚、枯渇する運命にあるといわれている。これらに対して原子力エネルギーは、原料となるウランは鉱石の産出国であるオーストラリア等から安定に供給可能であるのに加えて、温室効果の源である炭酸ガスの排出も問題とならず、しかも原子炉で燃焼した使用済み核燃料は、再処理して不要な核分裂生成物を除くことにより再び核燃料として利用することにより、最初のウランの持つエネルギーとしての利用価値を最大限に引き出すことができる。このようにして、我が国では使用済燃料を再処理して再び原子炉で燃焼させるという核燃料サイクルを原子力エネルギー政策の基本としている。

核燃料サイクルを構成するウラン濃縮・転換、燃料加工、使用済燃料再処理、輸送・貯蔵などの核燃料施設や取り扱い設備の全体をシステムとして捉えることにすれば、このシステム全体の有効性は、サブシステムとしての各核燃料施設の安全性、放射性廃棄物の発生及び処理・処分、エネルギー生産システムとしての経済性、プルトニウムを生産することによる核不拡散性の問題等、様々な側面から判断されなければならない。例えば、現在の発電はPWRやBWRなどの軽水炉で行われているが、エネルギー増殖性に優れている高速増殖炉の開発も進められており、安全性や核不拡散性の観点からどちらが有利であろうか。アメリカなどでは、使用済燃料を再処理せずに直接地層処分する計画を有している。これをワンスルー方式と呼ぶが、核燃料リサイクル方式とどちらが有利であろうか。

我が国の核燃料サイクルを確立するためには、先ず最適な核燃料サイクルシステムを構築する必要がある。原研では、これに資するため、核燃料サイクルシステム総合的比較評価手法、及びサブシステムとなる核燃料施設間の核燃料物質、放射性物質の受け渡し（物流）の評価手法を開発してきた。また、これら評価手法の参考データあるいは入力データ整備の一環として、平成7年度から平成11年度まで5年間にわたり「核燃料サイクル安全評価用基礎データの調査」を(財)高度情報科学技術研究機構に委託して、原子炉を含む核燃料サイクル全般にわたる安全性や経済性に関するデータや計算コードを国内ばかりでなく国外にまでも視野を広げて調査した。

我が国においては、軽水炉による発電の長期化に伴い使用済燃料の蓄積が進

み、近い将来に予想される発電所サイトでの貯蔵プールの容量が不足する事態に対処する必要がある。このため、使用済燃料の中間貯蔵（リサイクル燃料資源貯蔵）施設の建設計画が進められている。従って、核燃料サイクル方式の中で使用済燃料中間貯蔵方式をどのように決めるかが当面重要になると思われる。電中研では、リサイクル燃料資源貯蔵施設に関して主として経済的観点から、貯蔵方式や施設設計等の検討を行っている。原研と電中研の間には研究・情報交換に関わる協定があり、「核燃料サイクルシステムの比較・検討に関する研究」のテーマのもとに情報交換を行っている。

本報告書は、最適な核燃料サイクルシステムの選定に役立てるため、総合的比較評価手法や物流評価手法、及びその参考あるいは入力データ作成のために必要となる基礎データや計算コードの現状について、原研及び電中研における調査あるいは研究の成果を、当面の課題である使用済燃料の中間貯蔵施設の問題に重点を置いて、整理してまとめたものである。もとより、限られた紙面と許された時間内での作業の結果であり、ここに記載されたものが全てとは言い難い。例えば、安全性の問題に関する参考データの詳細については、(財)高度情報科学技術研究機構に委託した「核燃料サイクル安全評価用基礎データの調査」報告書（平成7年度～平成11年度）を参考とされたい。本報告書の附録には、核燃料サイクルシステムの総合的比較評価及び核燃料サイクル物流評価について、原研が試みに行った結果を示し、さらにリサイクル燃料資源貯蔵戦略の経済性評価について電中研が行った例の一端を示す。詳細については、別に刊行されているもととなった報告書を参照されたい。

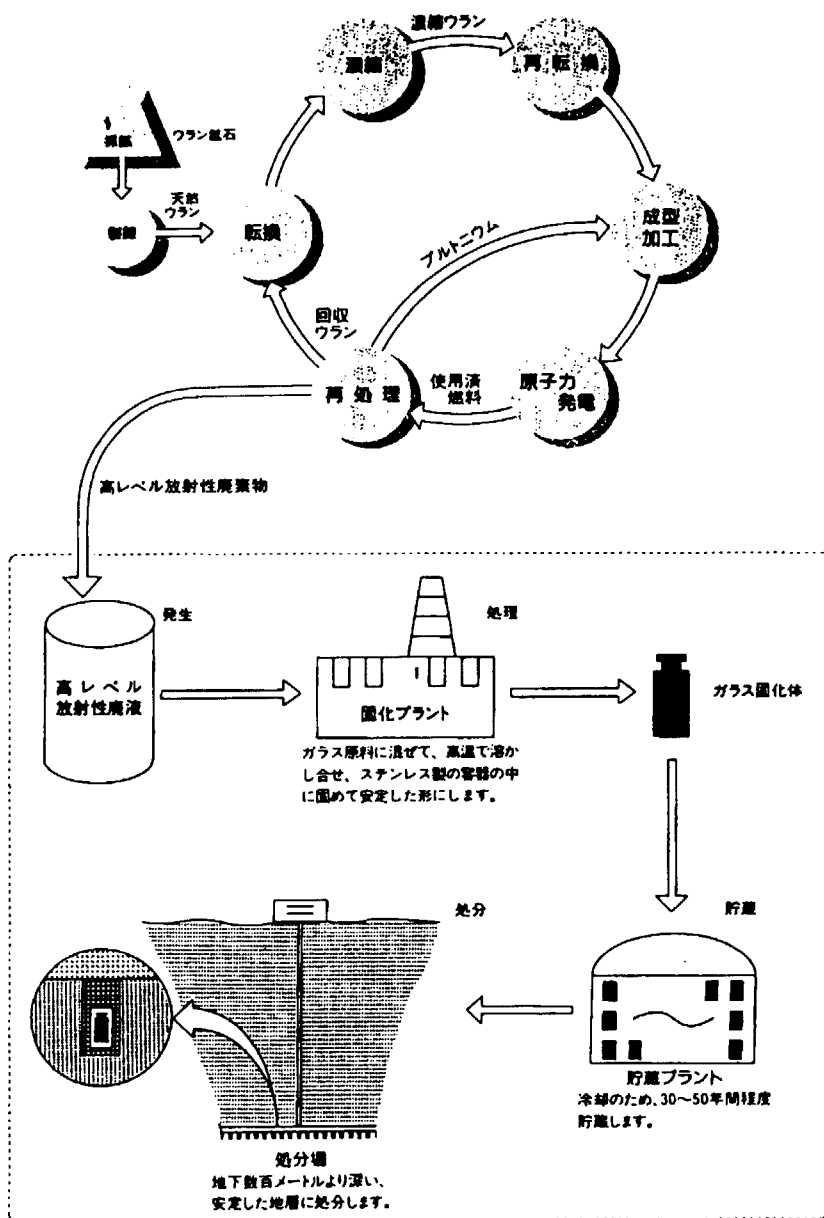


図2.1 原子燃料サイクルと高レベル放射性廃棄物

2. 評価の枠組み

2.1 全体構成

核燃料サイクルの選定に当たっては、例えば、経済性、安全性、社会的受容性の3点について評価する。社会的許容性は、さらに社会面、技術面及び政策面に細分することもある。

(1) 経済性の評価

単位エネルギーを得るのに要する費用が指標となる。すなわち、ウランの採鉱、燃料加工、原子力発電施設や再処理施設の建設・運転・管理、廃棄物処理・処分、等の全サイクルシステムで要する費用が基礎となる。

(2) 安全性の評価

安全性としては、放射線被ばくによるリスクと被ばく以外のリスクがある。被ばくによるリスクとしては、従事者の健康障害と環境影響が重要である。リスクを評価するに当たっては、図 2.1 に示す全核燃料サイクルシステムを考慮する必要がある。今、計画的に放出される放射性物質がこのサイクルシステムの中に閉じ込められている場合を、平常時と称し、放射性物質がサイクルの外へ計画外に漏れ出て人の被ばくに寄与する場合を事故時とすることとする。平常時の被ばくで注意を要するのは、ウラン採鉱施設での公衆被ばく、再処理施設からの大気及び海洋への放射性物質の放出、廃棄物処分施設での公衆被ばく、及び各施設での従事者被ばくである。事故時の被ばく（リスク）としては、その影響の大きさから原子炉の事故が最も注意すべきものである。被ばく以外のリスクとしては、再処理施設からの NO_x の放出とか、炭酸ガスの問題がある。他のエネルギーシステムと比較するとき重要な因子となる。

(3) 社会的許容性の評価

その技術体系が社会に受け入れられるかどうかを示す指標である。その中で核不拡散性は重要な因子となる。社会からの要求の強さ、負の遺産の代償、他産業の技術体系との調和の度合い等が、その他の因子として考えられる。この指標は、上記経済性、安全性をも包含するものと考えられるが、ここでは、経済性及び安全性以外の項目で考慮しなければならないすべての因子を含むものとして考慮する。この項目をさらに幾つかの指標に分割した方が論理が明確になると分かった場合には、さらに分割して考えることとする。例えば、自然環境や国民性などの社会面、クリーン性や完成度など技術面、あるいは核不拡散性やエネルギー政策などの政策面の3種類に細分化することも考えられる。

2.2 評価の方法

プルトニウム利用計画の透明性、余剰なプルトニウムを持たないなどの核不拡散への配慮、核燃料サイクルの安全性の維持と着実な推進、核燃料サイクルの将来計画の作成に資するため、これらを実評価する方法として、原研では「核燃料サイクルシステムの総合的比較評価手法」及びその一環として「核燃料サイクルシステムの物流評価手法」の開発を行っている。

(1) 核燃料サイクルシステムの総合的比較評価手法[1]

総合的比較評価手法の概念を図 2.2 に示す。この図から分かるように、本手法は「基礎知識・経験データベース」と「個別施設情報データベース」を持ち、これらのデータを参照して安全性、経済性などの総合指標、公衆安全や従事者安全などの個別指標の重要性を決定する。これらを基に、2 つ以上の核燃料サイクルシステムのオプションに対して、それぞれを総合的に比較評価して最適なものを選択する。この選択は社会的な意思決定の問題であり、意思決定支援手法として階層分析法(AHP: Analytic Hierarchy Process)を利用する。

AHP は、主観的判断とシステムアプローチによる問題解決型意思決定手法の一つであり、不確実性、曖昧さを有する問題に対して合理的な意思決定を支援するものである。これは、1971 年米国ピッツバーグ大学の Satty 教授によって提唱されたもので、従来の意思決定手法ではモデル化や定量化が困難なため対象とされなかった問題を扱うことができる。図 2.3 に AHP による評価の流れを示す。例として、核燃料サイクルシステムのオプションとして、ワンスルー、サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルの 3 種類を考慮して総合比較評価により最適核燃料サイクルシステムを選定する場合の、階層構造モデルが図 2.4 に示すようになったとしよう。そこで、まず、安全面あるいは技術面などの総合指標の階層レベルにおいて、お互いに共通の評価尺度を見つけることが困難であるが評価者の主観的判断によって各総合指標間の一対比較を行う。ここで、一対比較とは、任意の 2 個の判断要素に対して、評価者が経験と知識により重要度の優劣を 9 段階の重みを付与することである。次に、総合指標の下の個別指標（例えば安全面に関して言えば公衆安全や従事者安全などの共通の尺度で判断可能なもの）となる各判断要素間の一対比較を行う。これらの一対比較データをマトリックス処理して各指標の重要度（重み）を決定する。ここまでが知識や経験のデータベースからの各判断要素の重要度決定である。次に、評価者各人が、燃料サイクルオプションに関する一対比較を個別指標、総合指標毎に行い、最終的に評価者の選定した最適核燃料サイクルシステムを定量的に示す。付録 I に例題について評価した結果を示す。

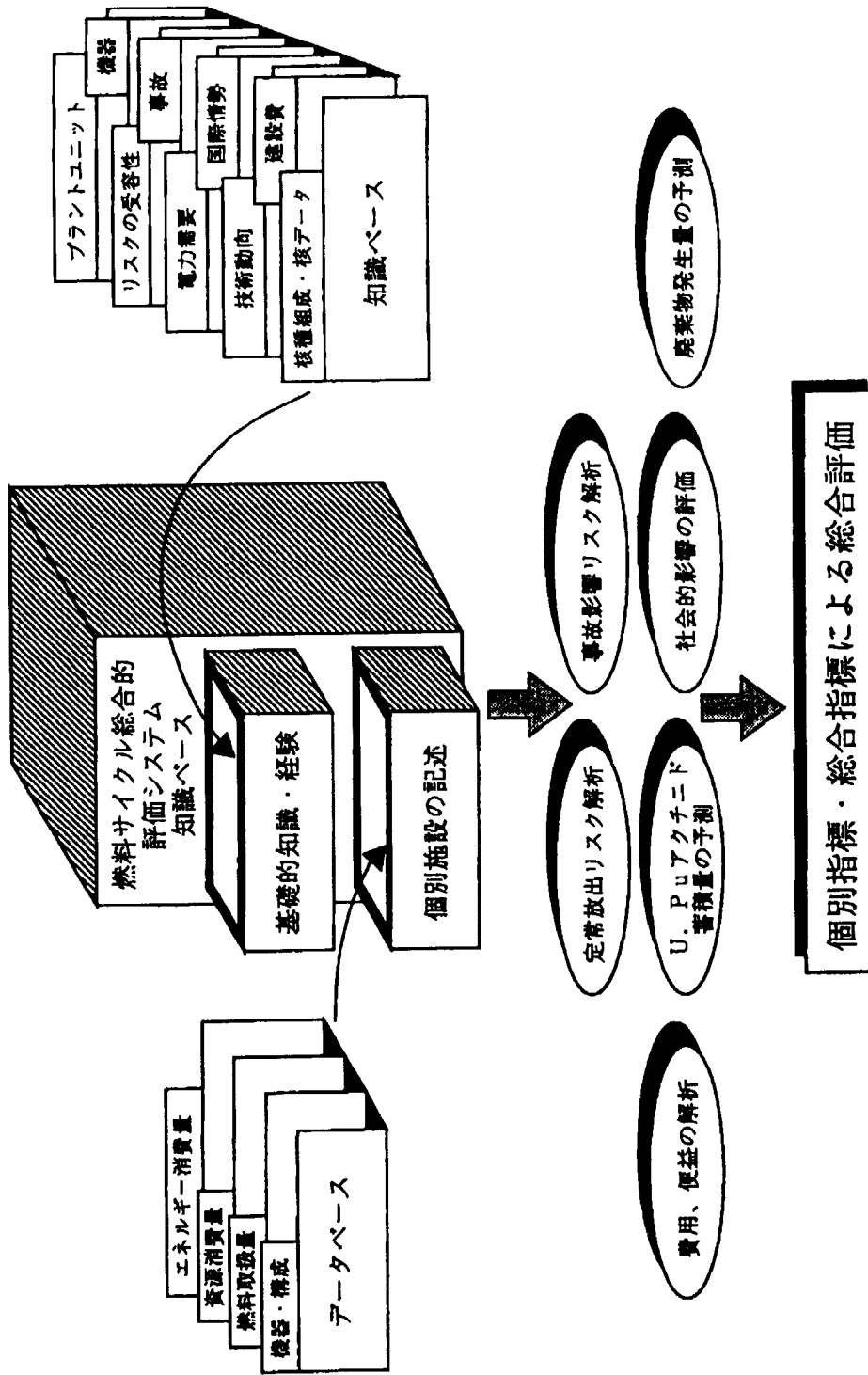


図 2.2 燃料サイクルシステムの総合的評価手法の開発

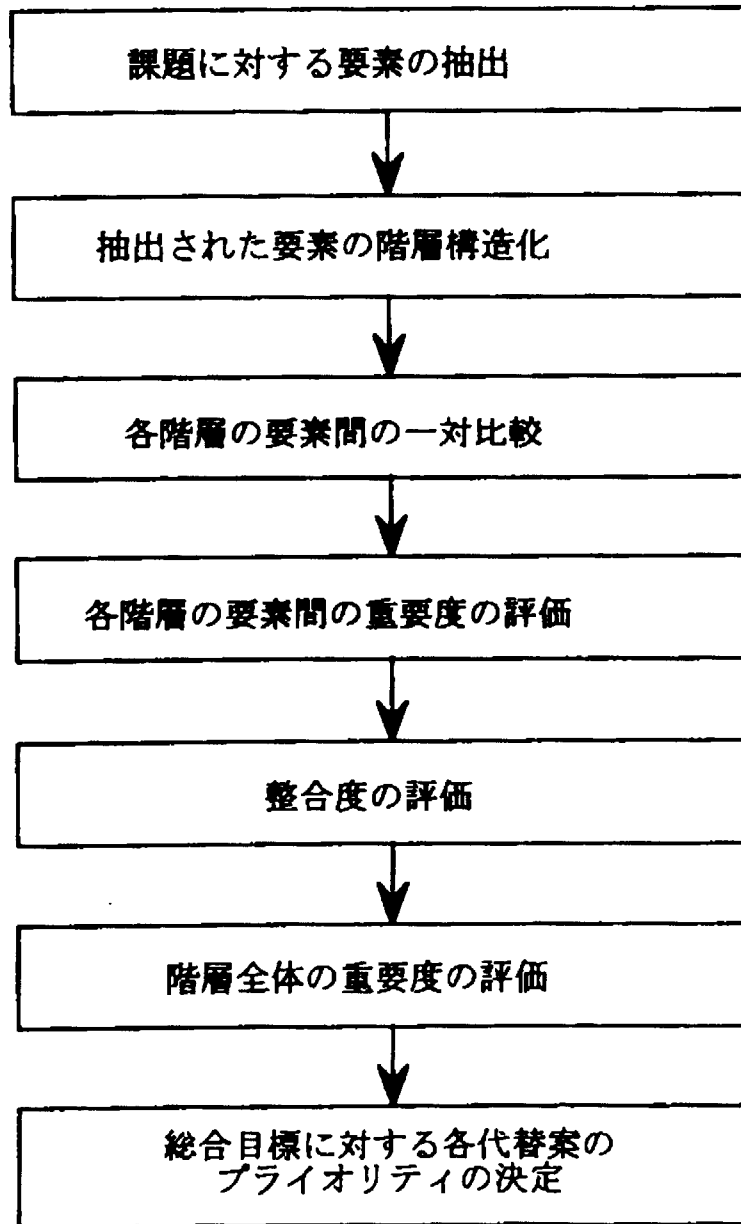


図 2.3 核燃料サイクルシステムの総合的比較評価の流れ

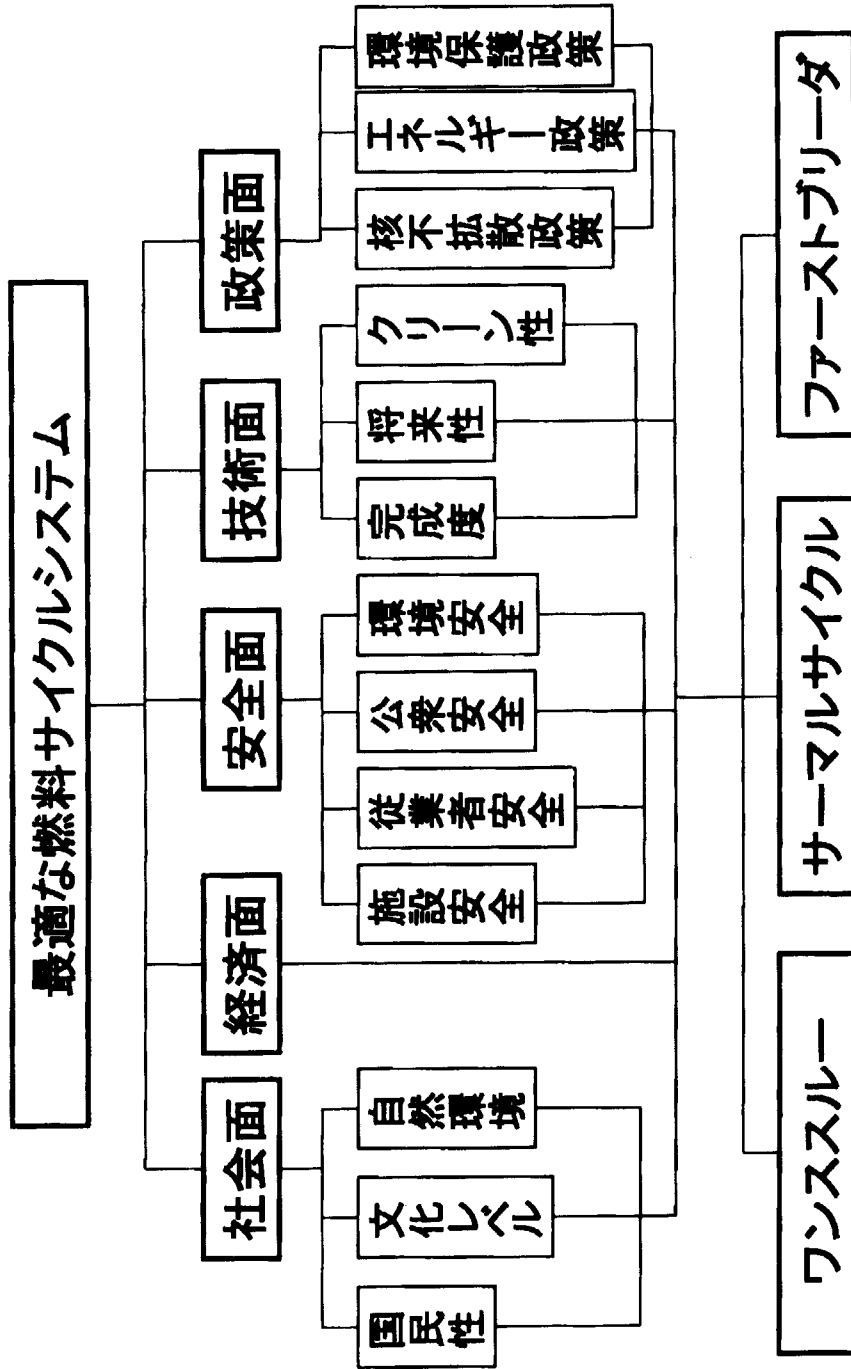


図 2.4 核燃料サイクルシステム総合比較評価のための階層構造モデル

(2) 核燃料サイクルシステムの物流評価手法[2]

本評価手法の中で中心的な役割を担う MateFlow (Nuclear Material Fuel Flow Evaluation Method) 解析コードを開発した。このコードは、前節に述べた核燃料サイクルシステムの総合的評価における将来予測を行うために、炉型別新規発電容量の予測値などを基に、ウラン濃縮施設や再処理施設などにある核燃料物質の出入り収支、使用済燃料中間貯蔵施設や高レベル放射性廃棄物貯蔵施設における安全上あるいはエネルギー確保上重要な核種の放射性崩壊・変換による蓄積量の変化等を算出する。コードの詳細については 4.1 節及び MateFlow コードによる評価例を付録Ⅱに示す。

以下に、コードの入力データと出力データを示す。

[入力データ]

- 炉型別新規容量の予測値
- 炉型別の比出力
- 設備利用率
- 濃縮ウラン、テイルウランの濃縮度
- 平衡炉心燃料取り出し平均燃焼度(MWtD/tonHM)
- 各施設の処理能力(時間の遅れ、工程における損失率も含む)
- 発電炉タイプ毎の新燃料に関する核種存在比テーブル
- 燃焼燃料に対する核種存在比テーブルの入力値

[出力データ]

実際にこの手法で得られる結果を以下に挙げる。

- 炉型別の発電量
- 炉型別及び国内・国外調達別天然ウラン所要量(PWR, BWR)
- 炉型別及び国内・国外調達別濃縮ウラン役務量(PWR, BWR)
- 炉型別及び国内・国外調達別再処理量(PWR, BWR)
- 炉型別及び国内・国外調達別ウラン燃料製造量(PWR, BWR)
- 国内・国外調達別高レベル廃棄物貯蔵量
- 炉型別及び国内・国外 MOX 燃料製造量(PWR, BWR, FBR)
- 使用済み MOX 燃料発生量
- 年間の中間貯蔵燃料(PWR, BWR, FBR)
- 燃料サイクルシステム中の U^{235} と核分裂性 Pu 滞留量
- 高レベル放射性廃棄物累積量
- 廃棄物の元素別累積量

3. 基礎データの調査

3.1 核燃料サイクル全般に関するデータ[3]

今後の原子力エネルギーの利用の方向を模索するにあたって、国際原子力学会協議会がまとめた資料、「原子力次の 50 年のビジョンと戦略」(日本原子力学会誌; Vol.38.No.6(1996)) が参考になる。以下に関係する事項を書き出してみる。

- ① 基本的な核燃料ウランとトリウムは地殻に豊富に存在していて、現在確認済みの採掘技術から考えると、将来数千年にわたり世界中の需要を賄える。
- ② 世界全体で使用するエネルギーのうち、電力利用の割合は過去 30 年間に倍増し、現在ではエネルギー消費量全体の約 3 分の 1 となっている。
- ③ 現在の原子力発電原価のうち燃料となる天然ウランの占める割合は約 1 % に過ぎない。ウラン価格が 100 倍に上がったとしても、発電コストはせいぜい 2 倍になるだけである。
- ④ 熱中性子炉による核燃料サイクル方式と、未使用ウランのみ使用して使用済燃料は廃棄するワンス・スルー方式を比較すると、ウラン価格が現在の 2 倍になったとしても、リサイクルが経済的に有利となる見込みは得られていない (NEA Newsletter (1992))。リサイクルコストが大幅に下がるか、ウラン価格が数倍にならない限り、電力会社にとって使用済燃料を貯蔵しておくことが有利な選択になる。
- ⑤ 天然ガスなどのエネルギー供給が安価に豊富に供給される限り、原子力にエネルギー源を見出す適切な理由が見つからない。トータルリスクが小さいことと国のエネルギーセキュリティという日本の特殊事情を考慮して始めて、公衆が原子力を受け入れる可能性が出てくる。
- ⑥ WEC(World Energy Council)の調査によると、化石燃料は可採量に限界があり、石油、天然ガスから石炭にエネルギー源の種類が移る。さらに、化石燃料の排出ガスである炭酸ガスの環境への放出に関して規制が予想され、化石燃料の使用は 21 世紀中ごろまでに現在の消費水準の約 1.5 倍になって横ばいとなるものと予想される。再生可能エネルギーについては、今後一層の技術の進歩が期待されるものとして 21 世紀の後半には全エネルギー需要の約 20% の供給水準が見込まれる。残りを原子力で補わなければならないこととなる。
- ⑦ これまでのデータについて調査してみると、再生エネルギーを含むあらゆる発電システムの中で原子力のリスクが最も低い。

特に⑥に関連して、地球温暖化問題への関心が世界的に高まり、1997年の地球温暖化防止京都会議（COP3）では、二酸化炭素等温暖化ガスの排出削減目標が定められた。日本の削減目標値は2010年を目途に1990年比で6%であり、この目標を達成するためには、今まで以上に原子力発電に頼らざるを得ないこととなる。これに関連して、近年特に問題となっているのは、プルトニウム蓄積、使用済燃料蓄積及び放射性廃棄物の処理・処分がある。

- ① プルトニウムの蓄積に関しては、海外再処理の結果生じたプルトニウムの日本への返還が始まっており、プルトニウムを使用する予定の高速炉の開発が遅れていることを考えると、プルトニウムの蓄積が進む恐れがある。当面は、使用済燃料を長期に貯蔵しておき、再処理によって生じたプルトニウムを熱中性子炉ですみやかに燃やすことが、最も現実的な処理方法と考えられる。
- ② 使用済燃料の蓄積については、再処理コストが高いこと、高速炉の開発が遅れていること、軽水炉での使用も地域住民の合意がなかなか得られず延び延びになっていることを考慮すると、炉サイトの貯蔵施設が満杯となることも遠い将来のことではない。これが、原子力発電の当面の重要課題となっており、中間貯蔵施設の建設計画が軌道に乗り、予定通り2010年運転開始に持って行くためにも、当面は、炉サイト貯蔵施設の容量拡大、稠密化で対処して行くしか方法がない。その様子を伝える朝日新聞記事を参考資料として次ページに掲げる。
- ③ 放射性廃棄物の処理・処分の問題に適切に対処することは、今後の原子力開発の要である。米国で進められているワンスルー方式とするか、我が国が模索するプルトニウムリサイクル方式にするかは、重要な国の方針の選択の岐路である。これに関連して、原子力施設の廃止措置に伴い発生する廃棄物の取り扱い基準を明確にしておく必要がある。

我が国の原子力事業の現在の状況を踏まえて、原子力委員会は、1997年1月31日に「当面の核燃料サイクルの具体的な施策について」の決定を行っている。それを受けて、1997年2月4日に「当面の核燃料サイクルの推進について」とする閣議了解が得られている。

以下、核燃料サイクルに関するデータをまとめる[3]、[4]。

(1) 核燃料サイクルにおける物質の収支

我が国の現在目指している核燃料サイクルにおいて、100万kWの原子力発電所を1年間運転したときには、図3.1.1に示すように、天然ウラン186トン消費して、濃縮ウランを30トン製造して核燃料として軽水炉内部で燃焼し、使用済燃料30トンを再処理施設で処理し、放射性廃棄物0.9トン相当の高レベル放射性廃棄物ドラム缶30本と、原子炉などから排出される低レベル放射性廃棄物ドラム缶200～300本を発生する。一方、使用済燃料再処理により、28.8トンのウラン及び0.3トンのプルトニウムが回収されて新たな燃料に加工されて原子炉に装荷される。

(2) 日本人1人が1年間に発生する廃棄物

一方、日本人が1人あたり一年間に発生させている廃棄物量を、一般廃棄物、産業廃棄物、放射性廃棄物に区分して示したものが、表3.1.1である。これから、放射性という特殊な安全上の問題を抱えていることを除くと、放射性廃棄物の発生量は、他の一般・産業廃棄物発生量に比べて格段に低く、4万分の1程度である。

(3) 我が国の核燃料サイクル事業の現状

- ・ウラン濃縮については、2000年現在、青森県六ヶ所村で1050トンSWU/年の規模で操業中である。
- ・再処理については、現在、使用済燃料を海外（英・仏）に送り、セラフィールド（英）及びラヴグ（仏）の海外再処理工場に委託再処理中。我が国では、2005年の操業開始（再処理規模：800トン/年、国内での使用済燃料発生量の約80%相当）を目指して青森県六ヶ所村で日本原燃（株）の民間第1再処理施設が建設中である。
- ・放射性廃棄物処理処分においては、青森県六ヶ所村埋設センターで低レベル放射性廃棄物処分を実施中である。また、海外の委託再処理で発生した返還高レベル放射性廃棄物ガラス固化体キャニスターがフランスから海路到着し、2000年現在、100本以上を高レベル廃棄物貯蔵管理センターで、2030年から2040年代半ばにおける処分開始を目標に貯蔵中である。
- ・軽水炉でのプルトニウム利用（プルサーマル）は、余剰のプルトニウムを保有しない観点から、再処理で抽出したプルトニウムをMOX燃料に加工して、少数基から順次実施し、2000年代には十数基の規模に拡大することで計画的・弾力的に推進する。そのための、MOX加工施設は、日本原燃（株）

が事業主体となり、六ヶ所村の再処理施設の隣接地に 2008 年頃の稼働を目指して建設される計画である。

- ・高速増殖炉については、原型炉「もんじゅ」が 1995 年に 2 次系ナトリウム漏洩事故を起こして以来、慎重に原因究明と対策が図られてきた。原子力委員会高速増殖炉懇談会は、1997 年、「高速増殖炉を将来のエネルギー源の有力な選択肢の 1 つとして位置づけ、実証炉以降の開発については柔軟に対応する」とした報告を原子力委員会に行った。

(4) 新型転換炉実証炉計画の変更に対応したプルトニウム需要の見直し

海外再処理より 2010 年頃までの累積回収プルトニウム量は、約 30 トンに達するが、基本的には、海外で軽水炉用 MOX 燃料に加工した後、我が国に返還輸送され、全炉心 MOX-ABWR 及び軽水炉プルサーマルで利用・消化される。

表3.1.1 日本人1人が1年間に発生させている廃棄物量

(kg)					
一般廃棄物		産業廃棄物		放射性廃棄物	
一般	し尿	汚泥	その他	低レベル	高レベル
410	300	1400	1800	0.081	0.003

一般・産業廃棄物の合計：約3910kg
 放射性廃棄物の合計：約0.084kg
 (高レベル放射性廃棄物：約3g)

注) 一般廃棄物の量は1997年調査に基づく
 出典：「環境報告」「原子力安全協会」
 日本原子力発電協会「原子力発電所の廃棄物の処理」

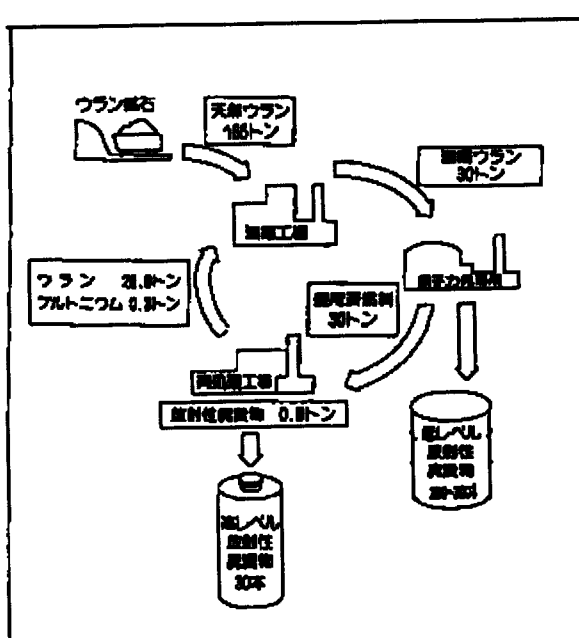


図3.1.1 核燃料サイクルにおけるウランの流れ

3.2 原子力発電所に関するデータ

(1) 我が国における原子力発電状況[3],[4],[5]

資源に恵まれない我が国のエネルギー自給率は95年で20%に過ぎず、世界的に見て低い水準である。しかも、1次エネルギー供給の約半分を占める石油は、その大部分を政情不安な中東諸国に依存している。日本の中東依存度が81%と再び上昇している反面、世界の経済成長の中心とされるアジア地域でも、中東依存度を強めているので、ますます今後の大きな不安材料となっている。98年10月に沖縄で開催されたアジア太平洋経済協力会議(APEC)のエネルギー担当相会議では、アジアの経済危機にも拘わらず、中長期的に見てアジア・太平洋地域の石油などのエネルギー資源の需要は、大幅に増加するとの見通しが示された。

一方、ウラン資源は有限であるものの多様な地域に分布し、供給国も政情に不安が無いことから、原子力は安定したエネルギー供給源となりうる。また、ウラン燃料のエネルギー密度は化石燃料に比べて極めて高いことから、原子力発電では1回の燃料装荷で1年間は燃料交換を行わずに発電できる。従って、仮に海外からのウラン資源の供給が停止しても、火力発電の場合と比べて、持続的な電力供給が可能である。このように、原子力発電はエネルギーセキュリティ上、重要な役割を果たしている。もしも、現在の原子力発電が無いものとすれば、日本の原油輸入量は約3割増加して、火力発電によるCO₂発生量は約6割増えるという試算結果が、通産省・資源エネルギー庁によって示されている。

電気事業審議会・需要部会がまとめた「電力供給目標」によると、1996年度末の原子力発電設備容量4255万kWは、水力(揚水発電を含む)4299万kWとほぼ同程度、石油火力5243万kWより20%少ない程度であり、全発電設備容量の20.5%を占めるに過ぎなかったが、2010年度末には原子力発電設備容量7000万kWとなり、構成比28%でLNG火力の25%を抑えてトップとなる。全体の発電設備容量も20,788万kWから25%以上上昇し25,590万kWとなる。

図3.2.1に示すように、1998年9月現在、我が国には26BWR、2ABWR、23PWRの合計51基の商用軽水炉と、1つのATR原型炉が稼動中である。これらの総原子力発電容量は、45,082Mweとなり、我が国の総発電容量の約3分の1となっている。これが、2010年には、70,500Mweとなるものと予想される。

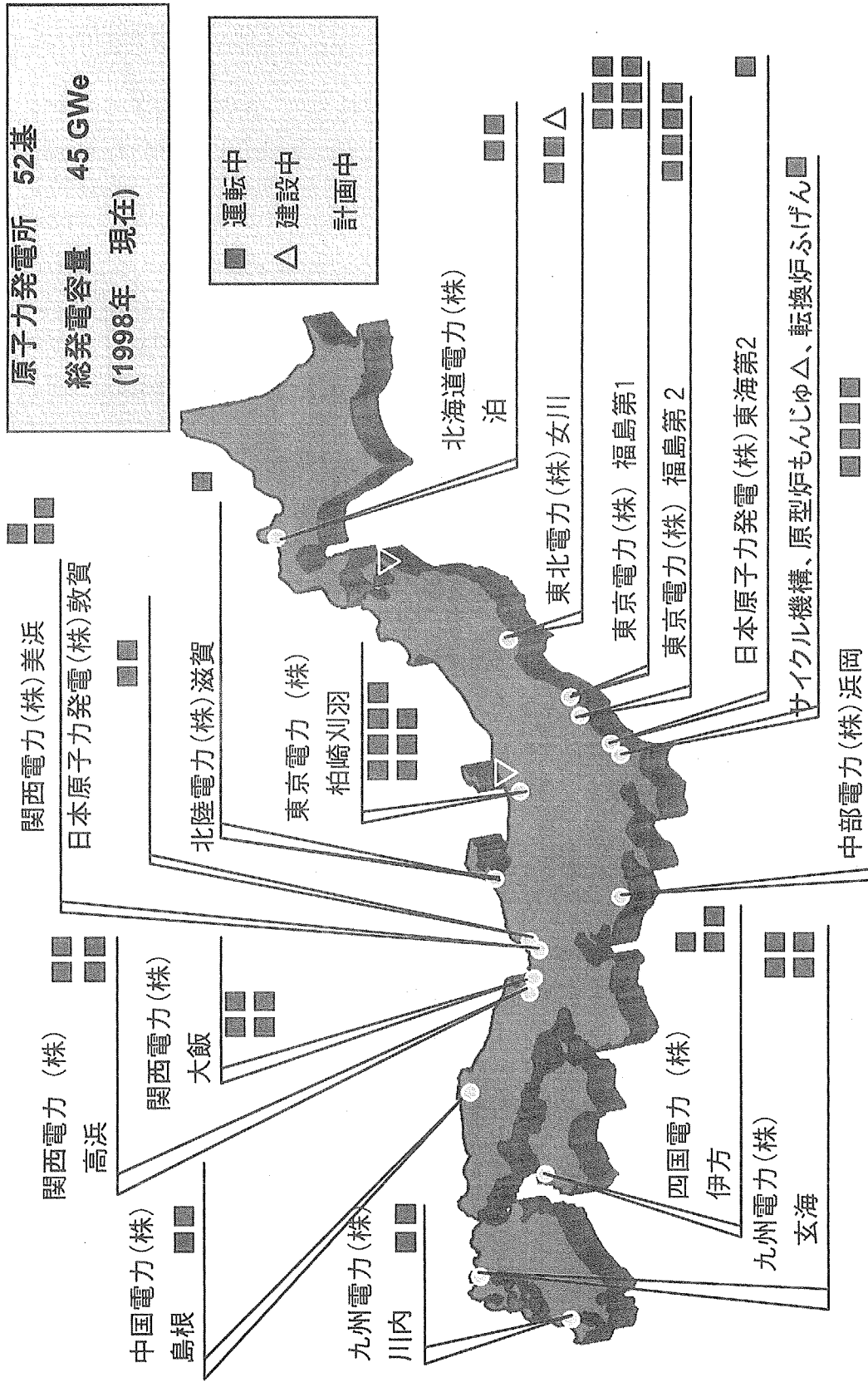


図 3.2.1 我が国の原子力発電所稼動状況(1998年現在)

(2) 軽水炉でのプルトニウム利用計画

ウラン資源の利用効率を飛躍的に向上させる核燃料サイクルの実現に向けて、「もんじゅ」の運転が停止している中での現実的なプルトニウム利用方策であるプルサーマル計画が、着実に推進されている。1997年の原子力委員会決定でその方針が示されて以来、1999年には関西電力の高浜3,4号機と東京電力の福島第一号機でのプルサーマル実施が、国と住民双方の了承のもとに運転開始されようとしている。

また、ATR開発中止による余剰プルトニウムの捌け口として、全炉心MOX燃料からなる大間ABWR発電所が、2007年運転開始を目途に計画されている。基本的な設計方針は、1/3MOX炉心から、段階的に全炉心へのMOX燃料利用を目指す。柏崎刈羽6,7号機の設計をベースとし、基本仕様を変えずに燃料ピッチを拡大するなどの設計手段によりMOX燃料炉心特性に対応、早期着工、建設コスト低減、ただし、将来のMOX燃料の多量使用、高燃焼度化を念頭においた設備改造を行う。MOX燃料のBWR炉心核特性については、以下が考えられる。

- ・ボイド係数、減速材温度係数及びドップラー係数がより負。
- ・制御材、及び可燃性毒物の反応度値が相対的に低下。
- ・即発中性子寿命がより短、遅発中性子割合がより小。
- ・中性子スペクトルの軟らかい所に隣接したMOX燃料は、中性子スペクトル相互の干渉により出力が高くなる傾向がある。
- ・燃焼に伴う反応度低下の割合がより小。
- ・ペレット径方向出力分担において周辺部がより高。

(3) 海外諸国における原子力発電について

先進諸国の原子力事情を見ると、フランスを除いては各国とも原子力発電に消極的である。これは、原子力を用いなくともエネルギー源が得られるという事情による。この事情が変わるまでは、原子力に対する各国の対応は消極的なまま推移するものと思われる。このような世界事情が影響して、我が国の原子力開発に対して消極的になる雰囲気有助長されていると思われる。

近隣アジア地区では、主として、

- ① エネルギー需要の急増への対応
- ② 化石燃料使用量増加への抑制（環境維持、国内資源温存、輸送問題）
- ③ 石油への依存度の回避

などの理由により、エネルギー供給源の選択肢の一つとして原子力発電を導入・拡大する動きが活発化していて、既に運転中の原子力発電所の基数は、中国3基、韓国10基、台湾6基に上る。これらの諸国、及びベトナム、タイ、インドネシアでは原子力発電所の増設あるいは新設の計画がある。

一方、核兵器不拡散条約（NPT）の下で、原子力の平和利用は国際的に認められていて、原子力発電関連機資材の輸出に関するロンドンガイドラインが策定されており、仏、カナダ、米、ロシアの原子力産業が積極的に対応している。

3.3 核燃料施設等に関するデータ

3.3.1 採鉱・転換・濃縮・加工に関するデータ[3],[4]

現在、我が国で必要とされるウランは基本的に全量を海外に依存しており、濃縮用原料の六弗化ウランとして海外から輸入している。国内ではサイクル機構が人形峠環境技術センターにおいて製錬・転換に関する技術開発を自主的に行い、ウラン鉱石から六弗化ウランまでを一貫して製造できる湿式法を主体とした技術を確認している。再処理からの回収ウランの転換技術についてもサイクル機構が実用化のための技術開発に取り組んでいて、小規模ながら実績を挙げている。

日本原燃のウラン濃縮工場は、遠心分離法を用いて軽水炉用燃料の低濃縮ウランを生産する工場で、最終的には1500トンSWU/Y規模を計画している。本工場では、150トンSWU/Yを1つの単位として建設および運転をしている。第1期工事分は600トンSWU/Yであり、1988年10月に建設工事に着手し、1992年3月に150トンSWU/Y規模で操業を開始した。その後順次設備が完成し、1994年9月から600トンSWU/Y規模で操業を開始した。第2期分900トンSWU/Yのうち前半の450トンSWU/Yについては、1993年9月よりBウラン貯蔵庫、1995年3月からウラン濃縮建家の建設工事に着手し、1997年操業を開始した。2000年現在、1050トンSWU/Y規模を操業中である。また、濃縮工場で生産された製品の濃縮ウランは、これまで30Bシリンダー（六弗化ウラン充填量約2トン）で総量279本の出荷を実施した。今後も順次出荷していく予定である。

ウラン濃縮工場から出荷された濃縮六弗化ウラン(UF₆)を二酸化ウラン(UO₂)粉末にする工程を「再転換」という。さらに、二酸化ウラン粉末を成型・焼結してペレットにする工程、ペレットをジルカロイ被覆管に挿入して燃料棒・燃料集合体にする工程を「成型加工」という。この「再転換」、「成型加工」を行う事業は我が国の核燃料サイクル事業の中でも確立されている分野である。原料となるUF₆は、現状の大部分が海外から供給されているが、国内でもサイクル機構や日本原燃が一部を供給している。

高燃焼度化については、燃料集合体最高燃焼度48～50GWd/トンが実用化され、さらに、PWR・BWRとも最高燃焼度55GWd/トンの少数体燃料集合体が大飯原子力発電4号炉で照射中である。これらは、GE製あるいはSPC（シーメンス・パワー社）製のものが含まれている。

再処理から回収され濃縮された回収ウランについても実用燃料として利用されている。

3.3.2 使用済燃料の貯蔵・輸送に関するデータ

(1) 我が国における使用済燃料の発生・輸送・貯蔵の状況[3],[6]

我が国における使用済燃料の発生量は年間約 900 トンに上り、1998 年現在までに蓄積された使用済燃料約 15000 トン U の一部は、英国 BNFL あるいはフランス COGEMA に輸送されて海外委託により再処理されてきた。これは、1973 年に始まり 1998 年に終了した。このような海外委託再処理のために輸送された LWR 使用済燃料は、合計で約 5630 トン U に上る。このほかに、GCR 使用済燃料約 1310 トン U が再処理委託により英国に輸送された。1999 年以降は、海外で再処理により抽出されたプルトニウムは、英国あるいはフランスの MOX 燃料加工工場で MOX 燃料に加工されて返還されることとなる。その他の蓄積使用済燃料約 8000 トン U のうち約 7000 トン U は炉サイトで貯蔵されていることとなる（残余は東海再処理工場で再処理された）。我が国の原子力発電容量増強計画から算定すると、2010 年及び 2030 年における使用済燃料の年間発生量は、それぞれ 1400 トン U/y 及び 1900yU/y と予測されている。過去から、現在、将来にかけて使用済燃料の発生・蓄積・海外への輸送状況を図 3.3.1 に示す[1]。

1994 年に策定された「原子力エネルギーの研究、開発及び利用のための長期計画」によれば、国の基本政策として使用済燃料を再処理してウラン及びプルトニウムを取りだし、核燃料として再利用する。再処理するまで、使用済燃料は、準国産エネルギーとして、適当に貯蔵しなければならない。1998 年現在、各原子力発電所のサイトで貯蔵されている使用済燃料の蓄積量は、約 7000 トン U であり、これに対して炉サイトでの貯蔵容量は約 18000 トン U である。

(2) 海外の動向と我が国の使用済燃料中間貯蔵施設の建設

米国における発電所サイト内使用済燃料貯蔵量を予測するため、以下の前提条件を置く。

- ・将来の新規原子力発電所の発注は無い。
- ・原子炉寿命を 40 年とする。
- ・供用期間中の平均設備利用率を 70%とする。
- ・燃焼度は PWR が 50,000MWd/トン U、BWR が 40,000MWd/トン U とする。

これによれば、1994 年に約 30,000 トン貯蔵していたものが、2040 年には約 86,000 トンとなる。DOE の使用済燃料引取り計画が 2010 年に開始されたとすれば、約 45,000 トンの追加貯蔵容量が必要になる。

米国においてサイト内貯蔵は、多い順から、金属キャスク方式、横型サイ

ロ方式、ボルト貯蔵方式、コンクリートキャスク方式の乾式貯蔵で行われている。カナダでは 1987 年以来、コンクリートキャスク方式でサイト内乾式貯蔵を行っている。

西欧における使用済燃料乾式貯蔵の動向は、ドイツ、スイス、スペインが金属キャスク方式、イギリス、フランスがボルト貯蔵方式を採用している。ドイツでは、ゴアレーベン、アーハウスの両地区において、輸送・貯蔵兼用のカストール型キャスクを用いて 1992 年以来、中間貯蔵を開始した。東欧のハンガリーではボルト貯蔵方式で乾式貯蔵を計画中であり、ウクライナ、チェコでは金属キャスク方式で乾式貯蔵している。

我が国の中間貯蔵施設の建設計画は、発電所サイトでの使用済燃料貯蔵庫の増設が困難な状況を受けて検討が進められ、通商産業省総合エネルギー調査会原子力部会では、1997 年 1 月に下記内容の発表が示された。

- ・軽水炉によるプルサーマル計画の推進のほか、使用済燃料の発電所敷地内の貯蔵施設増強を含め、貯蔵の長期化について立地地域の理解を得る努力が必要、
- ・さらに長期的には、2010 年ごろを目途に発電所敷地外でも貯蔵が可能となるような環境整備が重要、

これを受けて、1998 年には、使用済燃料の長期にわたる蓄積状況を鑑みて、科学技術庁及び通産省、電力各社は、諮問委員会（使用済燃料貯蔵対策検討委員会）を結成して問題を検討して以下内容の報告書を提出した。

- ・2010 年までにオフサイトでの使用済燃料中間貯蔵施設（リサイクル燃料資源中間貯蔵施設）が運転開始されることが適当である、
- ・国においては法制度の整備等を、事業者においては施設の立地に向けた取り組み等を早急に進めることが肝要である、

このような状況を考慮すると、将来の我が国の使用済燃料貯蔵ニーズの多様化（燃料の種類、貯蔵容量の増加、貯蔵期間の長期化）に対応して、中間貯蔵施設建設に向けた本格的な貯蔵技術の開発が重要と考えられる。

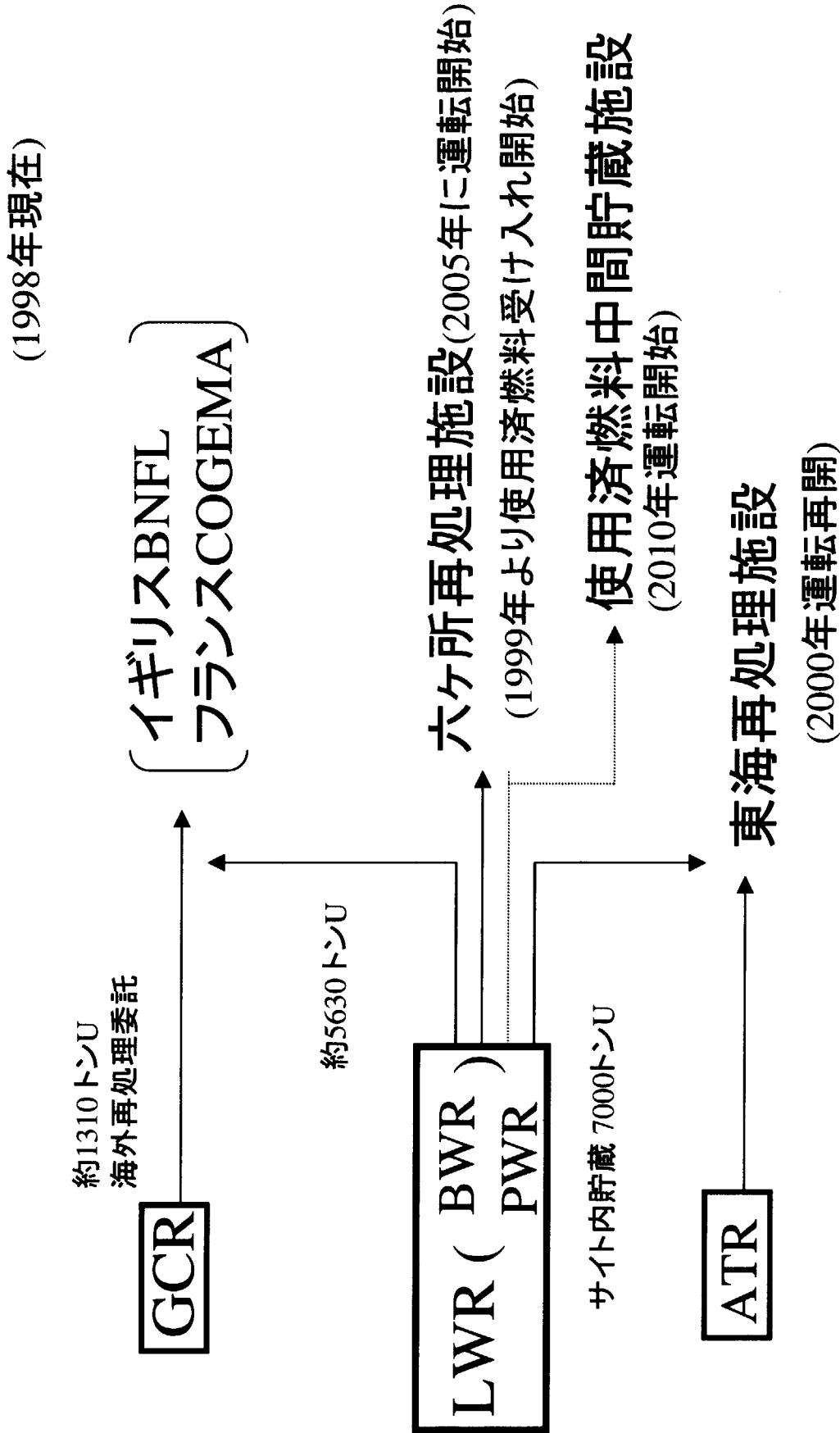


図 3.3.1 我が国の使用済燃料発生、輸送及び貯蔵の現状

(3) 合理的中間貯蔵技術開発の課題

東京電力の乾式貯蔵に関わる容器仕様として、多量（40あるいは50体以上）の使用済燃料集合体を、4年以上の冷却期間において発熱を少なくした上で、間隔を狭めて、密封監視により乾式貯蔵する。容器表面、1 m離れた線量率は輸送容器基準値に準ずる。

使用済燃料の蓄積が進むにつれ、現在発電所サイトで用意されている貯蔵プールの容量不足が近い将来心配になる。この対策として、①使用済燃料発生量の減少、②貯蔵密度の増大、③中間貯蔵施設の建設、が考えられている。

① 使用済燃料発生量の減少

使用済燃料発生量を減少させるため、核燃料の高燃焼度化が進められている。最近の軽水炉燃料の開発では、BWR,PWRとも従来型からステップ1、ステップ2、ステップ3と進むにつれ、集合体最高燃焼度、取出し平均燃焼度とも増加し、先行照射中の最先端タイプ（BWRではステップ3、PWRではステップ2）の最高燃焼度は55GWd/tUに至っている。これとともに、濃縮度も増加して、従来型の2.7%（BWR）、3.4%（PWR）からBWRステップ3では約3.9%、PWRステップ2では約4.7%に上昇している。

② 貯蔵密度の増大

貯蔵密度を増大させるため、燃料の稠密貯蔵が進められている。稠密貯蔵を実現するための臨界安全管理に関しては、中性子吸収材のプール水中への注入による臨界反応度の抑制や、従来新燃料の仮定において臨界安全設計してきたのを改めて燃焼による使用済燃料中の核種組成の変化「燃焼度クレジット」を導入する必要がある。近年、高燃焼度化のためにウラン酸化物燃料の初期濃縮度の高濃縮度化が進められているので、燃焼度クレジットが稠密貯蔵を実現するためますます有効性を発揮する。近い将来、高燃焼燃料が主体となることが予想されるとともに、軽水炉によるプルサーマル利用が本格化することによりMOX燃料も貯蔵の対象となることが考えられる。

電力中央研究所が行った高燃焼燃料やMOX使用済燃料の貯蔵密度向上を目指した研究について紹介すると、高燃焼燃料で最大55GWd/tU、MOX燃料で最大50GWd/tUまで燃焼させて、炉から取出し後、5年冷却した時点で、放射能強度、発熱量及び中性子放出率について、現状燃料、高燃焼燃料、MOX燃料を、現状の値を1として比較すると図3.3.2に示すように、おおよそ、放射能強度で1:1.2:2.1、発熱量で1:1.3:2.4、中性子放出量で1:1.5:18の比率となる。高燃焼燃料やMOX燃料で、この比率が大きくなるのは、Cmなど高次核種生成量の増

加によるところが大きい。高燃焼になるに従い、放射能強度や中性子発生量が多くなるため、それだけ余分の遮へいが必要になる。従って、高燃焼になるに従って、臨界の観点からばかりでなく、遮へいや除熱の観点からの検討が必要になる。

貯蔵密度を高める方法としては、燃焼度クレジットの採用による方法や高濃度ボロンあるいは濃縮ボロンをステンレス鋼、アルミニウム合金等に添加した材料をバスケット材料に用いる方法がある。また、金属キャスク、水プール、ボルト、サイロ及びコンクリートキャスクの各貯蔵方式の内、貯蔵容量・密度、未臨界性能や除熱等の安全管理方式を勘案して最適な貯蔵方式を選択する必要がある。例えば、貯蔵容量が500MTU程度の場合にはプールやボルト貯蔵方式のコストは高いが、貯蔵容量が大きくなると貯蔵コストが低下して、条件によっては金属キャスクと同程度のコストとなることもある。単位面積当たりの貯蔵容量はプール貯蔵が大きく、敷地の広さに制限がある場合には有望な方式といえる。

③ 使用済燃料貯蔵各方式の経済性評価

電力中央研究所では、各貯蔵方式（金属キャスク、水プール、ボルト、サイロ及びコンクリートキャスク）の貯蔵コストの算出・比較を、現在価値換算法より行っている。図3.3.3に各貯蔵方式の概要を示す。電力中央研究所で検討した結果の一例として、各貯蔵方式の貯蔵単価が、貯蔵容量とともにどのように変化するかを図3.3.4に示す。また、敷地外貯蔵の場合に、プール貯蔵とコンクリート貯蔵キャスクで貯蔵容量が貯蔵単価に及ぼす影響の違いを図3.3.5に示す。これから、次のようなことが分かる。

- ・金属キャスク貯蔵、サイロ貯蔵、コンクリートキャスク貯蔵は、貯蔵容量に関わらず、貯蔵単価が安い。
- ・プール貯蔵、ボルト貯蔵は貯蔵容量が大きくなると貯蔵単価が低下する。これは、プール貯蔵及びボルト貯蔵では受け入れ・検査施設など貯蔵容量に依存しない施設費が大きい場合には貯蔵設備そのものの費用が大きな重みを占めるが、貯蔵容量が大きくなると、いわゆる規模の経済性が効いてきてプール貯蔵、ボルト貯蔵の貯蔵単価も低減する。
- ・一方、キャスク（金属あるいはコンクリート）貯蔵では設備がモジュール化されているため、貯蔵単価は個々の貯蔵容器の費用のみによって比較的限定されることにより貯蔵容量に依存しない結果となっている。貯蔵容量が500MTU程度の場合には、プールやボルト貯蔵方式の貯蔵コストは高いが、貯蔵容量が大きくなるに従って貯蔵コストが低下し、3000MTUでは条件によっては金属キャスクと同程度となることが分かる。貯蔵方式の選

択にあたっては、経済性のみならず敷地面積等のサイト条件も考慮に入れる必要があり、水プール貯蔵は単位面積当たりの貯蔵容量が大きくて、敷地の広さに制限がある場合には有望な方式といえる。

各貯蔵方式の経済性評価は、貯蔵コスト（＝費用／使用済燃料貯蔵量） c を、将来に亘って発生する費用や量を現在の価値に換算する割引率 i 、を考慮して次式により決定する。

$$c = \frac{\sum_{t=1}^N \frac{C_t}{(1+i)^{t-T}}}{\sum_{t=1}^N \frac{Q_t}{(1+i)^{t-T}}}$$

ここで、

- c : 実質価格表示の貯蔵単価 (円/kgU)
- C_t : t 年における発生費用 (実質価格表示) (円)
- Q_t : t 年における貯蔵施設への使用済燃料搬入量(kgU)
- i : 実質割引率 (1/年)
- T : 価格換算の基準年 (本評価では、使用済燃料搬入開始年)
- t : 設定した中間貯蔵シナリオにおいて使用が発生する年 ($t > T$)

割引率は、将来発生する費用にたいして、現時点で、いくら用意しておけばよいか (現在価値換算) を求める際に、事業の業績、物価上昇、金利等を加味して設定する値である。たとえば、10年後に100万円の費用が発生することが予想される場合、割引率を5%とすると

$$100 \text{ 万円} / (1+0.05)^{10} \doteq 61 \text{ 万円}$$

を現時点で用意しておけばよいことになる。

プール貯蔵とキャスク貯蔵の貯蔵コストの関係を把握するため行った経済性試算の例について紹介する。

(試算の前提)

- ・貯蔵施設の容量 : 5,000 トンU
- ・貯蔵期間 : 40 年
- ・貯蔵費 (資本費+運転費+輸送費)
 - プール貯蔵の場合 : 2997 億円
 - キャスク貯蔵の場合 : 1608 億円

・貯蔵費のうち建設費およびキャスク費（メーカー調査結果）

プール貯蔵の場合　：1428 億円

キャスク貯蔵の場合：1300 億円

・解体処分費　　：建設費の 10%として試算

・人件費　　　　：必要作業項目に要する作業日数で試算

・ユーティリティー費　：当該施設の運営に必要な電力量のみで試算

・一般管理費　　　：人件費及びユーティリティー費の合計の 10%試算

（試算結果）

現在の価値に換算する割引率を年率 5%と仮定して、上式により、事業期間内に発生する費用総額（貯蔵量 1 トン当たり）を現在の価値に換算した結果、プール貯蔵の場合、51.83 百万円、キャスク貯蔵の場合、31.19 百万円となる。

使用済燃料の取出し燃焼度を 40,000MWd/トン U とし、これから kWh の発電量に換算し、この発電量で上で求めた貯蔵単価を割って、kWh あたりの貯蔵単価を求めた。取出し燃焼度 40,000MWd/トン U は発電原価試算で採用されている前提条件であり、燃焼（電力生産）期間 3 年、発電効率を 33%とおいた。この結果、プール貯蔵の場合、0.150 円/kWh、キャスク貯蔵の場合、0.091 円/kWh となる。

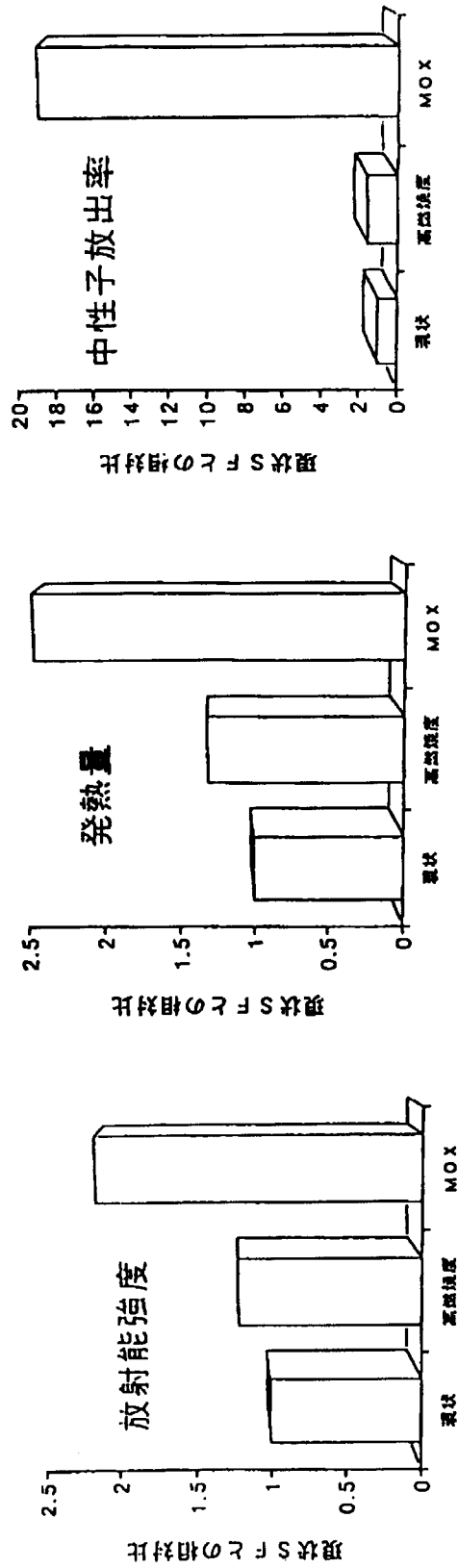
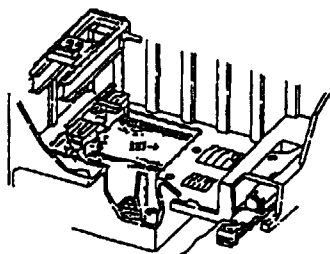
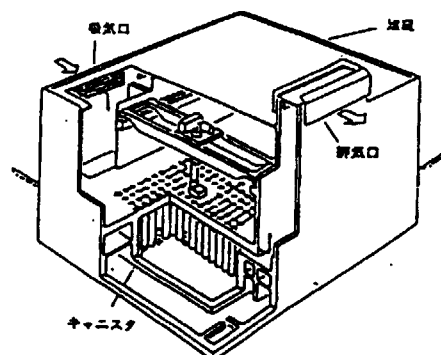


図 3.3.2 放射能強度、発熱量及び中性子放出量の各種使用済燃料に関わる比

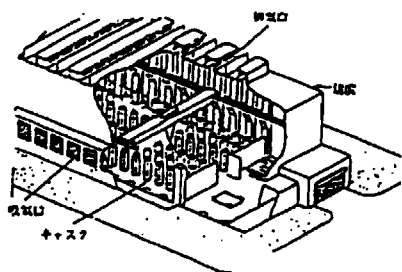
プール貯蔵施設



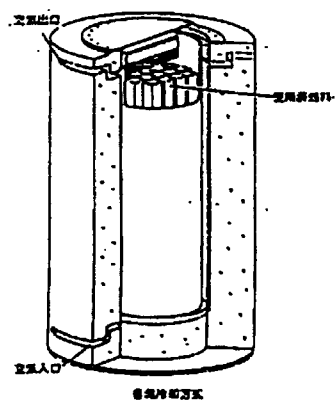
ボールド貯蔵施設



キャスク貯蔵施設



コンクリートキャスク貯蔵施設



サイロ貯蔵施設

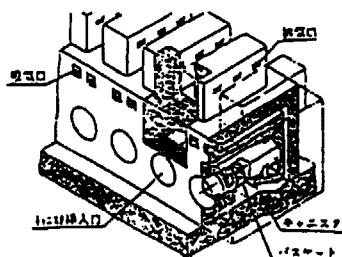


図 3.3.3 使用済燃料に関わる各種貯蔵施設の概略図

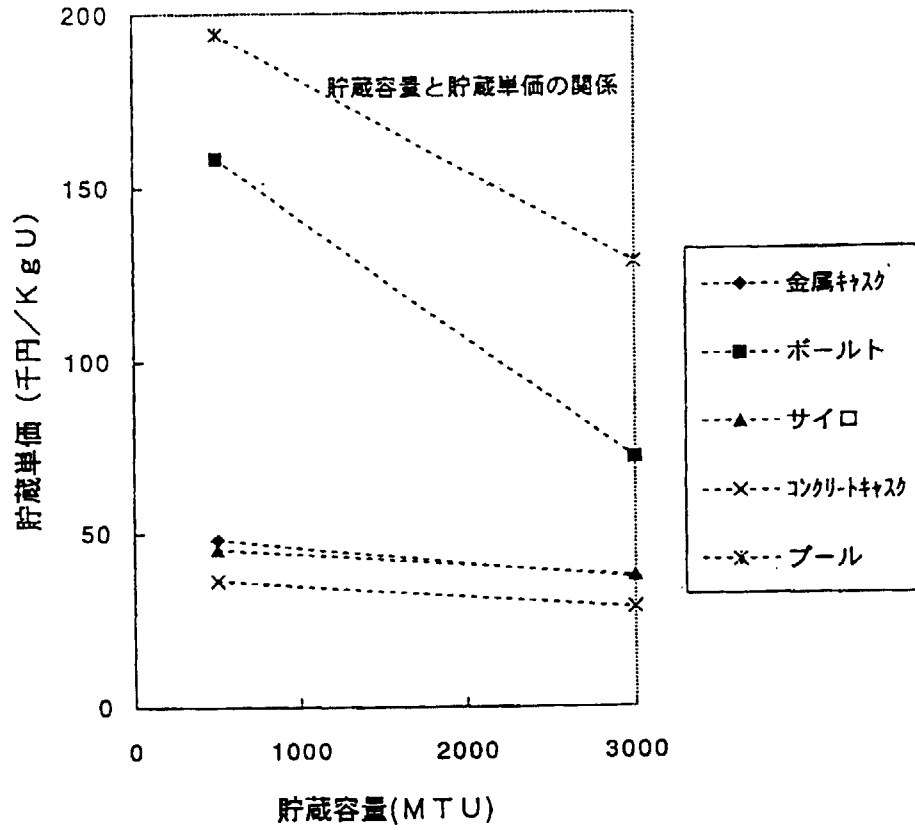


図 3.3.4 使用済燃料貯蔵方式の経済性比較の例 (高燃焼度/BWR)

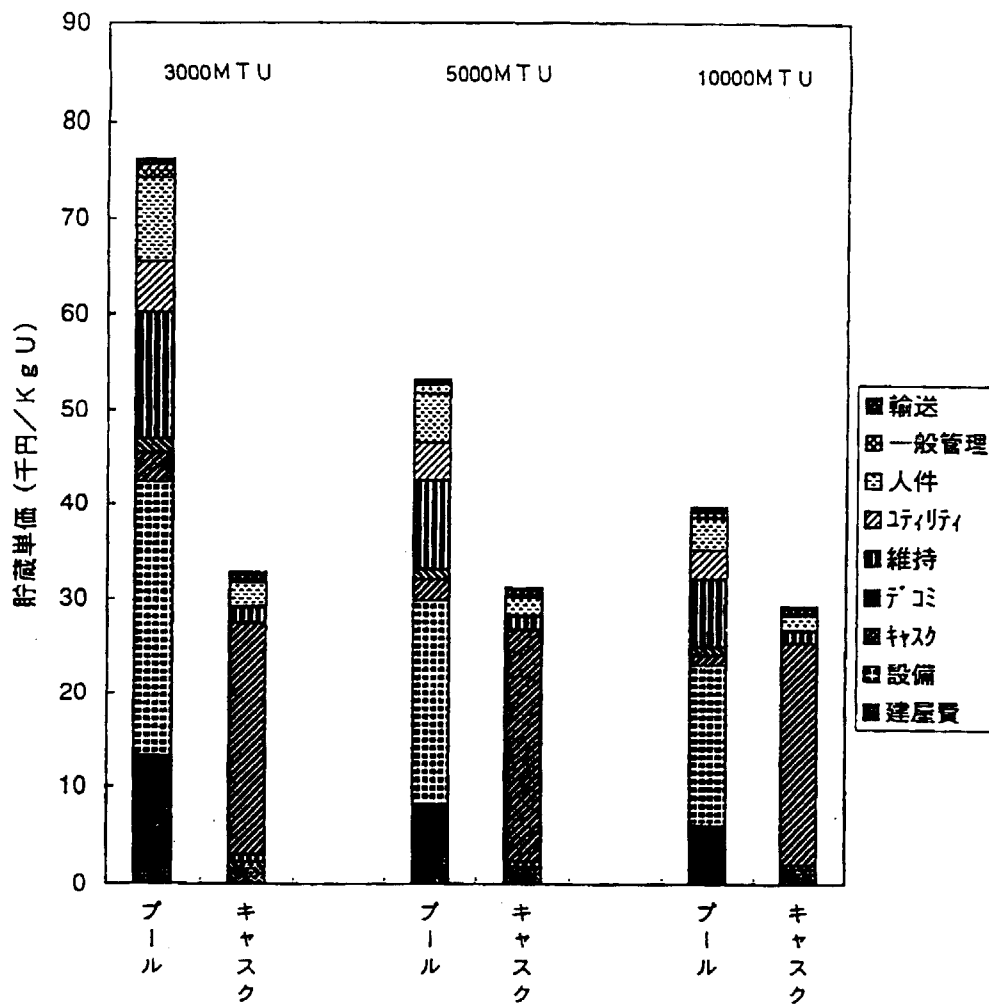


図 3.3.5 敷地外使用済燃料貯蔵方式と貯蔵単価の比較

④ コンクリート・モジュール貯蔵に関わる技術的開発課題

将来の我が国の使用済燃料貯蔵ニーズの多様化（燃料の種類、貯蔵容量の増加、貯蔵期間の長期化）に対応する本格的な貯蔵技術の開発が重要であり、その有力候補としてコンクリートキャスク（モジュール）貯蔵がある。これは、コンクリートキャスクにキャニスターを装荷し、燃料集合体はそのキャニスターの中に収納する。このモジュール貯蔵の技術開発課題としては図 3.3.6 に示すように、コンクリートキャスク・構造物の検討、金属キャニスター・バスケット材の評価、使用済燃料健全性評価が重要である。

・将来のニーズの多様化に備えて、より経済的・合理的な貯蔵技術の開発が望まれ、コンクリートキャスク貯蔵は、コストが安く有望な方式として期待される。しかしながら、同方式には図 3.3.7 に示すように、耐久性、耐衝撃性、耐熱性等の課題があり、このため、コンクリートの経年変化や材料強度データを整備して貯蔵施設に必要な機能（遮へい、除熱、構造強度、耐腐食）を評価する必要がある。さらに、通常、キャニスターに使用済燃料を装荷する場合は遮へい安全性の考慮から水中で行われるため、臨界安全性の確保も重要である。

・コンクリート耐久性評価

これには、高温下におけるコンクリートの中性化評価と塩害評価が重要項目となる。コンクリート・モジュール施設は、内部の使用済燃料による発熱と外部の大気冷却という厳しい環境下で使用されるため、コンクリート内部に温度勾配が発生する。一方、これらの施設は、長期にわたって大気中に曝されることから中性化の影響（コンクリート内部の pH 値が減少して鉄筋が腐食し易くなること）を避けられない。また、我が国の立地環境を考慮すると、施設が海岸近くに設置されることが想定されるため、塩害の影響（コンクリートにひび割れが発生し、塩分による鉄筋腐食によりコンクリートの構造強度が失われること）も避けられない。

・コンクリート耐熱性評価

発電所サイトで使用済燃料は 5 年程度冷却されるので、中間貯蔵施設に移される時は発熱量が減少しているため自然空冷で冷却可能となる。従って、中間貯蔵施設での冷却設備の簡易化が可能であり、中間貯蔵においては乾式貯蔵がコストを低減するため主流と考えられている。また、コンクリートキャスク貯蔵方式に関する熱除去等に関わる安全性実証試験は、すでに電力中央研究所において実施されている。

施設の耐熱設計では、コンクリートの温度制限値として一般部 65℃（局部 90℃）が設定されている。貯蔵容量の増大のためには、この温度制限値が最も重要な要因となっている。米国では、局所 107℃まで許されているが、その根拠は明らかでない。

・コンクリート遮へい性能評価

遮へい評価は、原子力発電所等原子力施設の設計手法を踏襲した過度な保守的手法で行われているため、合理的な遮へい安全設計手法の開発を行う必要がある。貯蔵期間中に発生する結合水の喪失、放射線損傷、ひび割れなどのコンクリート材質の劣化について遮へい安全評価上の影響を調べておく必要がある。

・金属キャニスター・バスケット材の健全性評価

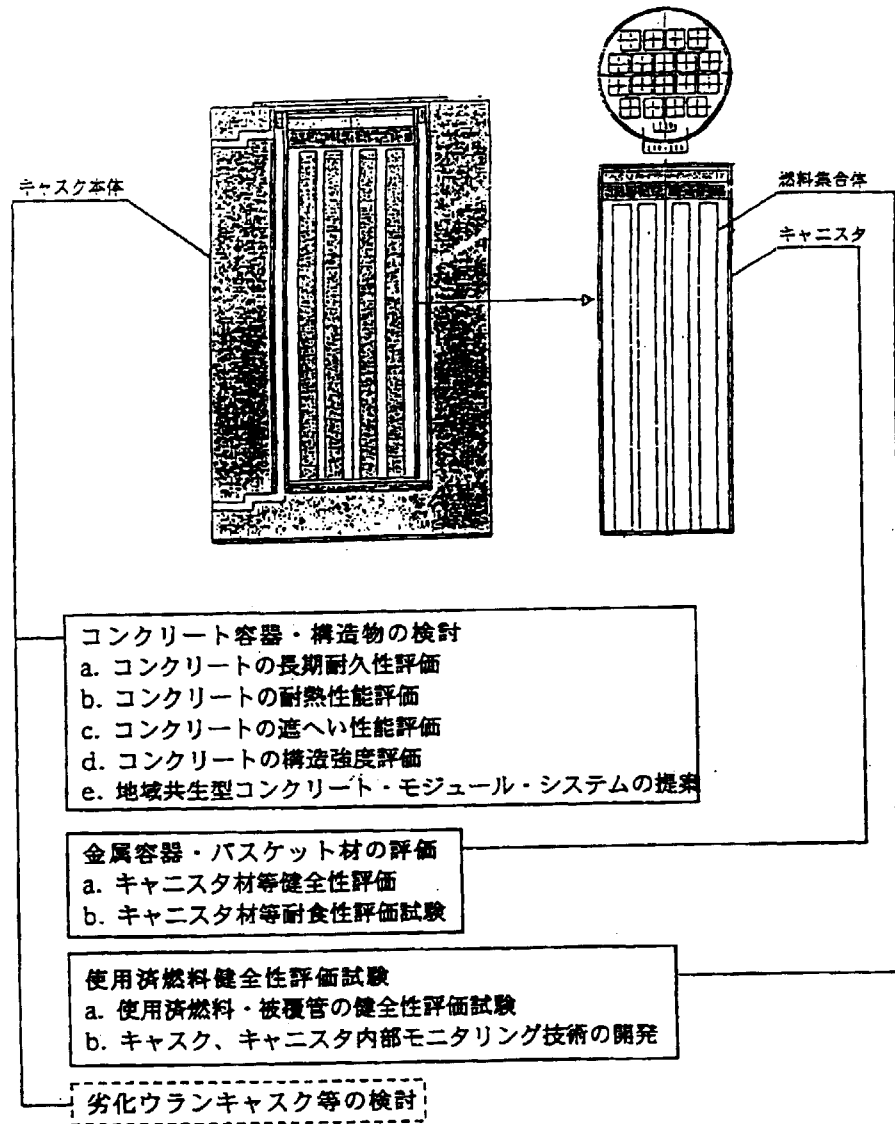
金属キャニスターには、使用済燃料が装荷されているため溶接密封後の固溶化熱処理を行うことができない。このため、長期貯蔵期間中に溶接部が鋭敏化してじん性が落ちてくることが心配される。さらに溶接部のX線探傷検査が行われなため、溶接欠陥を有したまま使用されることも考慮しておく必要がある。金属材料は、一般にある程度以上の中性子照射を受けると脆化が進んだり、経年劣化を起こしたりすることが知られている。使用済燃料貯蔵用金属キャニスター材の貯蔵期間中に受ける中性子照射量は、問題になるほどの量でないと考えられるが、中性子照射量の定量化や脆化等への影響について考え方を整理しておく必要がある。

(4) 燃焼度クレジット導入の課題[7]

1985年版IAEA輸送規則(568(a)項)では、輸送物の臨界安全評価は実際の照射履歴に基づくことができるとされていたが、2001年から国内法への取り入れが検討されている1996年版IAEA輸送規則(674項)では、「(a) 照射履歴中で最大の中性子増倍率を与える同位体組成に基づくか、または、(b) 中性子増倍率の保守的評価を与える同位体組成に基づくものとする。照射後であって輸送前に、その同位体組成の保守性を確認するために測定が行われなければならない」と述べられている。

この燃焼度測定に関わる1996年版輸送規則の要件は、使用済燃料輸送物の臨界安全評価に用いられる同位体組成が、実際の使用済燃料に比較して、保守的な中性子増倍率を与えることを保証することにある。この同位体組成の保守性を確認するために輸送前の測定が必要となる。我が国では、この「測定」には、輸送前までに取得されたデータの確認を含むものであると主張している。

現在、我が国において、燃焼度クレジット適用に関して、運用方法を含めて鋭意検討が進められていて、この検討結果を待って技術的オプションを広く持つことが適切と考えられる。既に六ヶ所再処理施設の使用済燃料受け入れ貯蔵施設における燃焼度クレジットを反映した設計事例も有り、燃焼度クレジットの導入及び燃焼度測定方法について技術的なデータの積み重ねがなされてきている。



*1: コンクリート・モジュール貯蔵: コンクリートキャスク方式
 ボールト方式
 サイロ方式

図 3.3.6 コンクリート・モジュール貯蔵の技術的開発課題

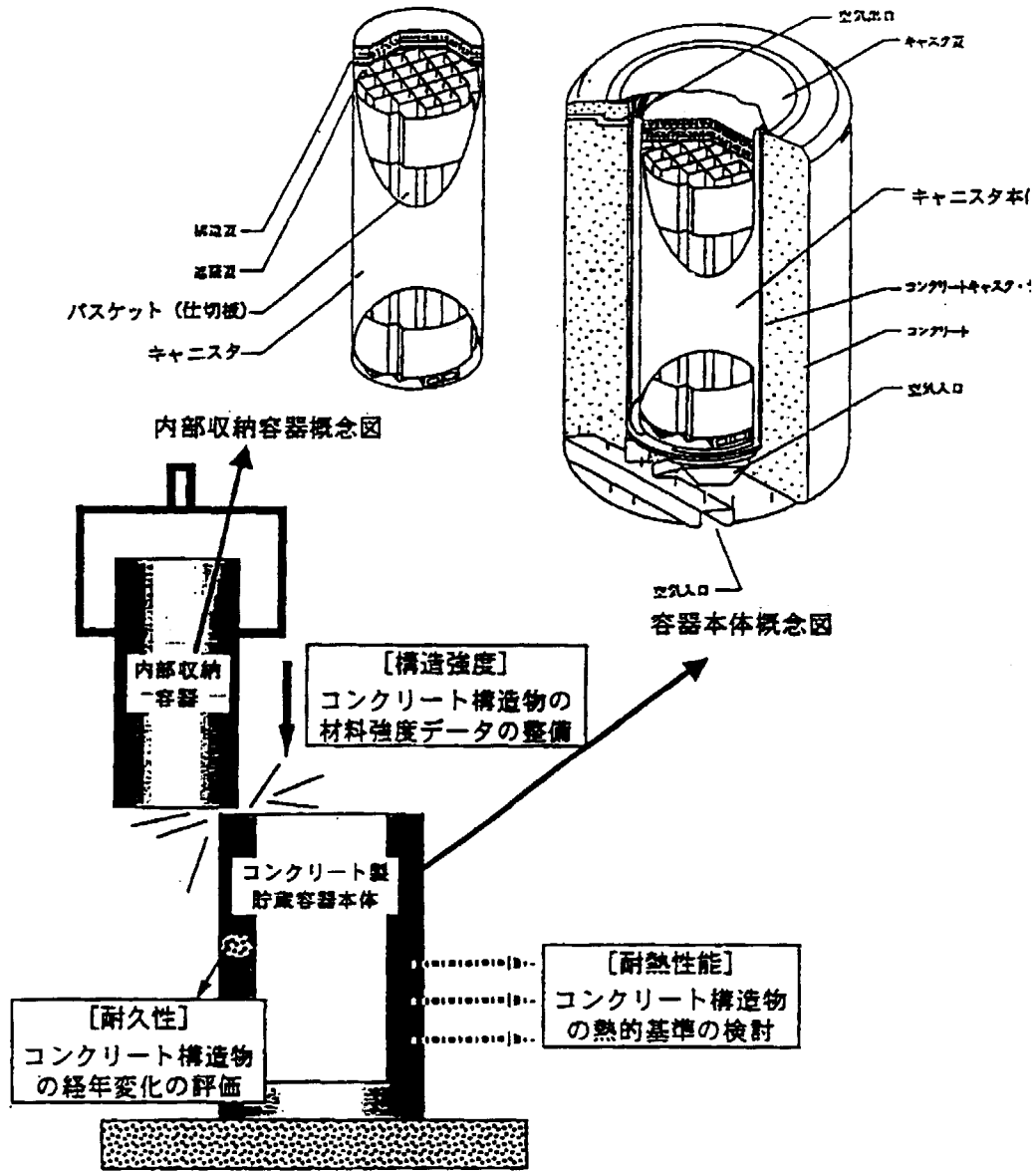


図 3.3.7 コンクリート容器・構造物の検討課題

3.3.3 再処理に関するデータ[3],[4]

(1) 再処理工程について

図 3.3.8 に、国内外で実績が有り六ヶ所再処理工場でも採用しているピューレックス法による再処理施設全体工程の簡略図を示す。これから分かるように、再処理工程は、使用済燃料受け入れ・貯蔵の工程、せん断・溶解工程、溶解液から核分裂生成物、ウラン及びプルトニウムをそれぞれ分離する分離工程、分離したウラン及びプルトニウム溶液を精製する精製工程、脱硝工程を経てウラン酸化物及びウランとプルトニウムの混合酸化物の製品貯蔵から構成される。ここで、核不拡散上の配慮から精製工程においてウラン硝酸水溶液とウランとプルトニウムの混合硝酸水溶液が製造される。さらに、最良の技術を採用入れるため、主工程のせん断・溶解及び分離・精製技術はフランスの SGN 社から、廃液の減圧蒸発技術はイギリスの BNFL 社から、また、せん断・溶解設備から発生するヨウ素除去技術はドイツの KEWA 社から技術導入しており、高レベル放射性廃液のガラス固化技術及びウラン・プルトニウムの混合脱硝技術は、サイクル機構が開発したものを採用している。

(2) 六ヶ所再処理工場の工事費について

六ヶ所再処理工場の当初の工事費は、直接工事費 5,700 億円、間接工事費 1900 億円、これに高レベル放射性廃棄物センター建設工事費用 800 億円を考慮すると、総計 8,400 億円と見積もられた。その後の安全審査において、耐震設計の強化と飛来物対策が要求され、そのための工事費を算定しなおすと、総計 1 兆 6000 億円プラス間接工事費となり、その額は膨大なものとなる。実際には、上に述べたような工程の設計変更により費用を少なめに押さえている。すなわち、これまでの海外再処理施設の運転実績を踏まえて、「精製施設の一段化」、「低レベル廃液処理施設の統合化」、「高レベル廃液貯蔵設備の高レベル廃液ガラス固化施設内への移設」であり、1996 年に変更許可申請を行い 1997 年に認可された。

(3) 先進的な湿式再処理工程について

再処理工場の建設費を大幅に減少させるために工程簡素化の検討が進められている。工程の縮小と簡素化が考えられるが、ここでは精製サイクルの削減（低除染化）が有効である。すなわち、従来のフローシートではプルトニウムの総括除染係数（DF）が 2.5×10^{17} と大きかったが、それほどにする必要もないので、試薬の省略など工程を単純化することが検討されている。

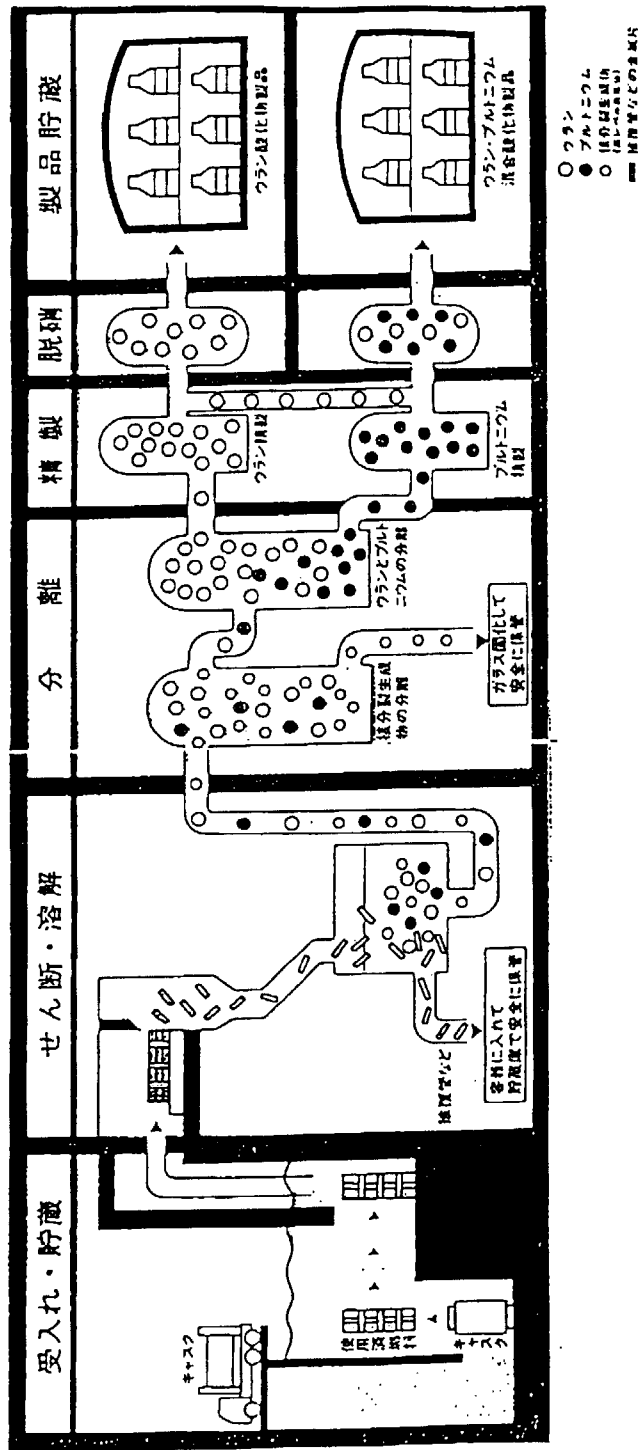


図 3.3.8 再処理施設全体工程概略図

3.3.4 廃棄物の処理・処分に関するデータ[3],[4]

(1) 低レベル放射性廃棄物

六ヶ所村の低レベル放射性廃棄物埋設センターでは、原子力発電所等で発生する少量の放射性物質を含んだ 200 リットルのドラム缶につめられた廃棄物を、当面 100 万本相当分を埋設・管理することとし、最終的には 300 万本相当が埋設できるようにする計画である。

現在、第 1 期分として濃縮廃液等をセメント等で均一に固化した廃棄物を対象に 200 リットルドラム缶で約 20 万本相当の埋設許可（1 号埋設施設）を得ており、そのうち約 15 万本相当分の 30 ビットが完成して、これまで約 12 万本が順調に受け入れられた。次に、金属・保温材等をセメント固化した非均質の雑固体廃棄物の埋設については、2 号埋設施設（計画容量は 1 号と同様の 20 万本）で対応することとし、1998 年から建設が進められ、2002 年から操業開始が予定されている。

低レベル放射性廃棄物の陸地処分は、廃棄物の放射能レベルの減少の程度に応じて、以下のように進める。

- ・埋設開始以降 10 ないし 15 年間の第 1 段階、
- ・その後の 30 年間の第 2 段階、
- ・第 2 段階終了後の 300 年間にわたる第 3 段階の後、
- ・第 4 段階の管理終了

となる。安全監視の例として、埋設設備の排水監視、敷地内のモニタリングや埋設保全区域の巡視・点検が含まれ、第 3 段階からは排水監視は不要となり、第 4 段階の管理終了と共に全て自然に放置することとなる。

(2) 高レベル放射性廃棄物

我が国への返還高レベル廃棄物ガラス固化体として、1998 年に第 3 回分のキャニスター 60 本（輸送容器 3 基分）、1999 年に第 4 回分 40 本がそれぞれフランスから海路到着して、六ヶ所村の高レベル廃棄物貯蔵管理センターに搬入された。

我が国の高レベル廃棄物処理・処分に関わる基本的考え方は、廃棄物が安定なガラスとともに固められ、30～50 年間、冷却のため地上施設で一時的に管理された後、深い地層中に最終処分する。そのための研究開発は、旧動燃により関係機関の協力のもとに進められ、1998 年の組織改編により発足したサイクル機構にも中心 3 業務の一つとして引き継がれている。地層処分を目指した技術的な調査研究の成果は、旧動燃により「高レベル廃棄物地層処分研究開発技術報告書」として 1992 年に公開されている。総合エネルギー調査会は 1997 年、高レベル廃棄物処分の制度整備とその事業化を早急に進めて行

く必要があることを示し、2000年を目安に実施主体を設立するものとし、資金確保策や国の安全確保に関する責任のあり方も含めて、処分方策の全体像が示されることの重要性を指摘した。2000年5月には「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」が成立し、現在、同法に基づき事業化に向けた準備が着々と進められている。

米国では、商業用は使用済燃料のまま直接処分し、軍用は再処理で分離した核分裂生成物を高レベルガラス固化体にして処分する方針。MRS（独立中間貯蔵施設）においてネバダ州ユッカマウンテン（凝灰岩層）・サイトでの最終処分場の運転開始まで貯蔵する予定。現在、サイト特性調査中であり、2010年から処分開始するとしている。事業主体は、連邦エネルギー省（DOE）。

カナダでは、使用済燃料を原子炉サイトの貯蔵プールとキャスクで数10年貯蔵した後、直接処分する方針。事業主体は、カナダ原子力公社（AECL）。

スウェーデンでは、湿式中間貯蔵施設 CLAB で30年～100年貯蔵した後に、直接処分する方針。SKB 研究開発（実証）プログラムにより、実規模の1/10スケールでの実証処分場で花崗岩層に対する実用化試験を実施中。2020年までに本格稼働するとしている。

ドイツでは、国外再処理廃棄物の処分と国内使用済燃料の直接処分を並立する方針。原子炉から排出された使用済燃料は30年～40年ドライキャスク貯蔵される。バックエンド・センター構想によるゴルレーベン最終処分プロジェクトにより1986年より岩塩層の探査開始。2008年から処分開始予定。

スイスでは、ドイツと同様に国外再処理廃棄物の処分と国内使用済燃料の直接処分を並立する方針。中間貯蔵施設 ZWILAG で40年間キャスク貯蔵。1982年より結晶質岩層の探査開始。早くても、2020年頃から処分開始。

（3） RI・研究所等廃棄物

我が国では原研や日本アイソトープ協会等5000を超える事業所から比較的低い放射性物質を含む廃棄物が毎年排出される。原子力委員会バックエンド対策専門部会は、1998年に「RI・研究所等廃棄物処理・処分の基本的考え方について」報告書を公開し、具体的な処分概念を示した。今後、処分事業主体の設立に向けて準備が進められる。

（4） ウラン廃棄物と TRU 廃棄物

ウランあるいは TRU（超ウラン）元素を含み α 放射能が目安値（約1000ベクレル/g）を超える放射性廃棄物が、ウランあるいは TRU 廃棄物であり、これまで、旧動燃あるいはサイクル機構が大部分を排出してきた。これについては、関係者が協力して報告書を取りまとめようとしている。

3.3.5 デコミに関するデータ[3],[4]

原子力施設の老朽化に伴い、当然廃止措置（デコミ）とすることが考えられる。これには、最初の密封管理、次の遮蔽隔離、そして最後の解体撤去の3段階（ステージ）に分けられる。2000年現在、世界中で稼働中の軽水炉が約350基あり、閉鎖されたものが41基に達する。このうち、解体撤去して無制限サイト開放まで行ったものは、アメリカの SHIPPINGPORT 炉他数例を数えるだけである。現在約20基が完全解体を目標に廃止措置が進められている。

我が国では、動力試験炉 JPDR が1976年に運転停止し1995年までに建家を含めて解体撤去され、また、再処理試験施設 JRTRF が1970年に運転停止し1996年までに廃液処理後解体撤去された。また、我が国最初の商用原子力発電所である日本原子力発電（株）東海発電所のガス冷却炉が1998年に運転停止した後、現在、廃止措置段階に移行した。

原子炉施設の廃止措置に伴い発生する廃棄物量は、BWR から約54万トン、PWR から約50万トンと推定され、大部分は、放射能レベル 10^4 キュリー／トン以下の低レベルであり、全体の約98%を占める。そのうち、コンクリートの占める割合は約93%である。放射能レベルのごく低い廃棄物を規制の枠組みから外すためのクリアランスレベルの策定は、原子力施設等の廃止措置を安全性や経済性に留意しつつ行うため重要な要件の一つである。クリアランスレベルは、廃止措置に伴って発生し規制を解除された金属スクラップ等が国際間にも流通する可能性を秘めていることから、国際的な合意に基づいて策定される必要がある。我が国において原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門委員会が、1999年「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」と題する報告書を公開した。ここには、クリアランスレベル算出の基本的考え方として、次項が打ち出されている。

(1) 「自然界の放射線レベルに比較して十分に小さく、また、人の健康に対するリスクが無視できる線量」として、行為、評価経路等の重畳を考慮して線量の目安値決定する。

(2) この線量の目安値に相当する放射性核種の濃度を、一定の前提条件の下に算出する。

この報告書においては、国際原子力機関（IAEA）が提案したクリアランスレベルに関する文書 TECDOC855 に示された考え方を基本に、科学的な観点から我が国におけるクリアランスレベルの具体的な数値を算出することとして、国際的な調和を図っている。

3.4 環境影響評価に関するデータ[3],[4]

3.4.1 放射線被曝の概要

人間集団が被曝する放射線源は、きわめて多岐にわたっている。これらの線源のいくつかは自然環境に由来する。その他のものは人の活動の結果として生じる。自然環境に由来するものは、宇宙線、大地からのガンマ線、食物摂取による内部被曝であり、バックグラウンド被曝として時とともに殆ど変化しない。一方、人工的な放射線源には、X線装置、粒子加速器及び核エネルギー発生装置、医療、研究及び工業利用ラジオアイソトープが含まれる。過去の核兵器大気圏内実験の結果、大気中に分散した放射性物質は、未だに世界中の人々の被曝に寄与している。職業的被曝は限定された規模のグループに係わっている。自然環境に由来する線源はほぼ一定とみなすことができるが、大気圏内核実験や原子力施設での事故による放射性物質の放出による被曝の増加は不連続的に起きる。

3.4.2 各放射線源からの被曝

(1) 自然放射線源からの被曝

自然放射線源からの世界的な平均年実効線量は 2.4mSv であると推定され、このうち 1.1mSv は宇宙線、大地からのガンマ線、体内放射性核種からであり、残余の 1.3mSv はラドン被曝によるものである。宇宙線からの線量率は海拔高度と緯度に依存する。より高い地点での高被曝地域では平均の約 5 倍にもなる。大地からのガンマ線は局地的な地質によるものであり、典型的に高い地域での線量率は平均の約 10 倍である。ラドン崩壊生成物からの被曝は、局地的な地質と建物の使用により、高いところでは平均の約 10 倍になる。

自然線源からの 2.4mSv という平均的な年間実効線量は、世界人口 53 億人に対して約 $1,300$ 万人 Sv の年集団実効被曝線量となる。

(2) 医療被曝

診断のための検査や治療のために放射線が広く用いられている。しかし、これらは世界中で非常にむらがあり、装置の大部分は世界人口の約 4 分の 1 の工業国で使用されている。X線診断による被曝は、工業国を対象とするレベル 1 では、平均年実効線量が 0.3 から 2.2mSv の範囲にあるが、健康管理のより低いレベル 2 ないし 3 の国々では、その範囲はおおよそ 0.02 から 0.2mSv と推定される。各レベルの人口で重み付けした世界の平均は、 0.3mSv である。従って、診断による医療被曝の世界的な年集団実効線量は、約 180 万人 Sv

となり、自然放射線源から寄与するものの約7分の1に等しい。同様に治療による全世界の年集団線量は約150万人Svであり、診断によるそれとほぼ同程度となる。

(3) 核爆発実験からの被曝

大気圏核爆発実験は、世界の数ヶ所で1945年から1980年までに全部で520回行われた。1963年8月5日「大気圏、宇宙、水中における核兵器実験禁止条約」がモスクワで署名された後、大部分の核実験爆発は地下で行われるようになった。世界人口に対する平均線量率の時間にわたる積分、つまり線量預託で示すと、大気圏実験から2200年までの線量預託は約1.4mSvである。残りは、長寿命の炭素-14により次の10,000年ほどにわたり与えられ、最終的には3.3mSvとなると予想される。これらは、年間の自然放射線源からの被曝より少し多い程度となることが分かる。

(4) 原子力発電からの被曝

原子力発電による発電量は、1950年代に開始されてから増加の一途をたどっている。これまでに発行されてきたUNSCEAR報告書に述べられてきたように、原子力発電1GW年の生産による集団実効線量率は、採鉱、精錬、濃縮、燃料製造及び原子炉運転から使用済燃料再処理、さらに廃棄物処分までの全ての活動に関わり見積もられてきた。廃炉に係わる見積もりは省略されたが、これは現在までに得られた知識・経験が少ないことと、これの寄与する割合が少ないであろうということが既に明らかになってきたからである。これらのデータを基に、世界の累積原子力発電量2000GW年の影響を見積もると、4万人Svの年集団線量になると推定される。従って、原子力発電開始から50年間の集団実効線量は、約200万人Svとなる。

(5) 重大な事故からの一般公衆の被曝

核兵器製造に係わる2つの最も重大な事故は、1957年9月に起きたウクライナ地方のキシユテムの事故と、同年10月に起きた英国ウィンズケール施設での事故であった。キシユテムの事故は、高レベル廃棄物貯蔵タンクの冷却系の故障による化学爆発であった。主としてセリウム、ジルコニウム、ニオブ、ストロンチウムの同位体の核分裂生成物が放出された。一般公衆の被曝は、大地に付着した核分裂生成物によるものと食物連鎖に入ったストロンチウムの内部被曝によるものであった。集団線量は、高汚染地域から立ち退いた人々(約1万人)と、汚染の少ない区域に残った人々(約26万人)の間でおそらく等しく共有された。30年間にわたる総集団線量は約2500人Svと推定

された。また、ウィンズケールの事故は、軍用 Pu の製造を意図した空冷式原子炉の天然ウランと黒鉛の炉心における火災であった。主として放出された放射性同位体は、キセノン、ヨウ素、セシウムとポロニウムであった。牛乳飲による内部被曝経路を主とした英国を含むヨーロッパの総集団実効線量は約 2000 人 Sv であった。最も高い個人線量は、施設の近くに居住する子供の甲状腺の被曝、約 100mSv であった。

原子炉に損害を与えた幾つかの事故があったが、米国スリーマイル島の事故では、炉心に重大な損傷を与えたにもかかわらず、大部分の核分裂生成物は格納容器内部に留まった。生じた集団実効線量は約 40 人 Sv より多くなかった。公衆の個人線量は低く、高々 1mSv を超えることは無かった。さらに、チェルノビル事故では、炉心の核的暴走と黒鉛火災により大部分の核分裂生成物の環境への放出を引き起こし、主として地球の北半球に、特に旧ソ連とヨーロッパ各国に被害をもたらした。この事故による集団実効線量は約 60 万人 Sv であった。個人の線量は広範囲に分布し、立ち退きグループの数人は 0.5Sv に及ぶ実効線量を被曝した。

(6) 職業被曝

放射線源あるいは放射性物質に関連する大部分の作業員にとって、主要な被曝源は身体の外からのものである。内部線源による線量は、全ての作業場において自然界に存在するラドンの吸入によるもの以外は、通常僅かなものであり、実際に必要性に迫られて行う場合以外は内部被曝の測定は行われない。

作業員の年間線量記録を調べてみると、それは職業間において、また同一の職業においても国間において広範囲の変動がある。これら作業員の年職業集団線量は 8,600 人 Sv と推定されるが、データ数が限られているため、この値は極めて不確かである。

4. 計算コードの調査

燃料サイクルに関する安全評価用計算コードは、(1) 核燃料サイクル全般に関わる計算コード、(2) 原子力発電の安全性に係わる計算コード、(3) 核燃料施設等の安全性に係わる計算コード、(4) 環境影響評価にかかわる計算コードに分類される。

核燃料サイクルの安全性としては、放射線被曝によるリスクと被曝以外のリスクがある。計画的に放出される量以外の放射性物質が核燃料サイクル施設の内部に閉じ込められている状態を平常時状態といい、放射性物質が計画外に漏れ出て人を被曝させる状態を事故時ということにする。事故時のリスクとして最も注意すべきは、その放射性物質内蔵量の大きさから原子炉のリスクであるといえる。従って、原子力発電所における安全性を評価する手法や計算コードは、核燃料サイクル全体のリスク評価をする上で重要である。

4.1 核燃料サイクル全般に関する計算コード

4.1.1 物流計算コード

原研では、燃料サイクルシステムを構成する、ウラン採鉱・転換、濃縮、ウラン燃料製造、発電、中間貯蔵、使用済燃料再処理、ウラン・プルトニウム混合酸化燃料(MOX燃料)製造、放射性廃棄物処理処分に関わる施設間の核燃料物質の収支の予測と、使用済燃料中間貯蔵、放射性廃棄物貯蔵施設における保管中の核変換・崩壊による核種組成変化等を解析・評価することのできる、物流計算システム `mateFlow[2]`を開発している。

(1) `mateFlow` コードの概要

燃料サイクルの物流評価コード `mateFlow` は、核燃料サイクル関連施設間の放射性物質や核燃料物質の流れを予測し、核燃料サイクルシステムの総合的比較評価手法にも参考となるデータを提供するために開発された。本コードは、ウラン濃縮施設や、再処理施設などにおける核燃料物質の収支、あるいは中間貯蔵施設や高レベル放射性廃棄物貯蔵施設における安全上重要な核種の核変換や崩壊による変化も `ORIGEN2` により解析できる。その結果を利用して、各施設における処理能力の最適量を把握することも可能となる。

各施設間を流れる核燃料物質の収支を計算するための需要と供給の関係を定める出発点のデータとして発電炉の新規設備容量予測値を利用することとした。

(2) 燃料サイクルシステムのモデル化

燃料サイクルシステムのモデルを構成する施設は以下の9施設である。また、モデル化した燃料サイクルシステムの全体像を図4.1.1に示す。

- ① ウラン採掘
- ② 転換
- ③ 濃縮
- ④ ウラン燃料加工
- ⑤ 発電炉（軽水炉、高速炉）
- ⑥ 中間貯蔵
- ⑦ 再処理
- ⑧ MOX燃料製造
- ⑨ 高レベル放射性廃棄物貯蔵

以下に各施設についてモデルとしての取り扱い方を示す。

a. 発電炉

発電炉はPWR、BWRの軽水炉と、FBRの高速増殖炉とする。各炉への新燃料の装荷は、各年度毎の炉型別の新規発電容量を入力とし、初期炉心へは新規発電設備容量と比出力、平衡炉心へは、すでに平衡炉心に達した炉の発電設備容量の合計に施設の稼働率を掛け合わせたものと取り出し燃焼度を考慮して、発電量に応じた新燃料の装荷を行うものとする。また、これに核種ごとの存在比を掛けることで、各々の核種の存在量がわかる。初期炉心用燃料は、新設後初めて燃料が装荷され、その燃料がある一定の炉内滞在時間において分割されてすべて取り出される。平衡炉心用燃料は、初期炉心用燃料の取り出し後、ある取り出し燃焼度に達してから取り出される。入力として用意する取り出し燃焼度は、炉型別に入力できるが、その炉型に対してはその年度の平均値を用いることとする。寿命に達した炉からは、その炉に含まれている燃料が一度に排出される。発電炉が運転を開始してから、初期炉心、平衡炉心を経て廃止炉心に至る過程において、燃料の炉心装荷、炉心からの排出を図式的に示したものが図4.1.2である。

装荷された燃料が、取り出されるまでの時間による組成の変化を考慮できるようテーブル化した核種存在比が利用できる。使用済み燃料に関しては、燃焼による組成の詳細検討のため、あらかじめORIGEN2で計算された値をテーブル化して用いることもできる。

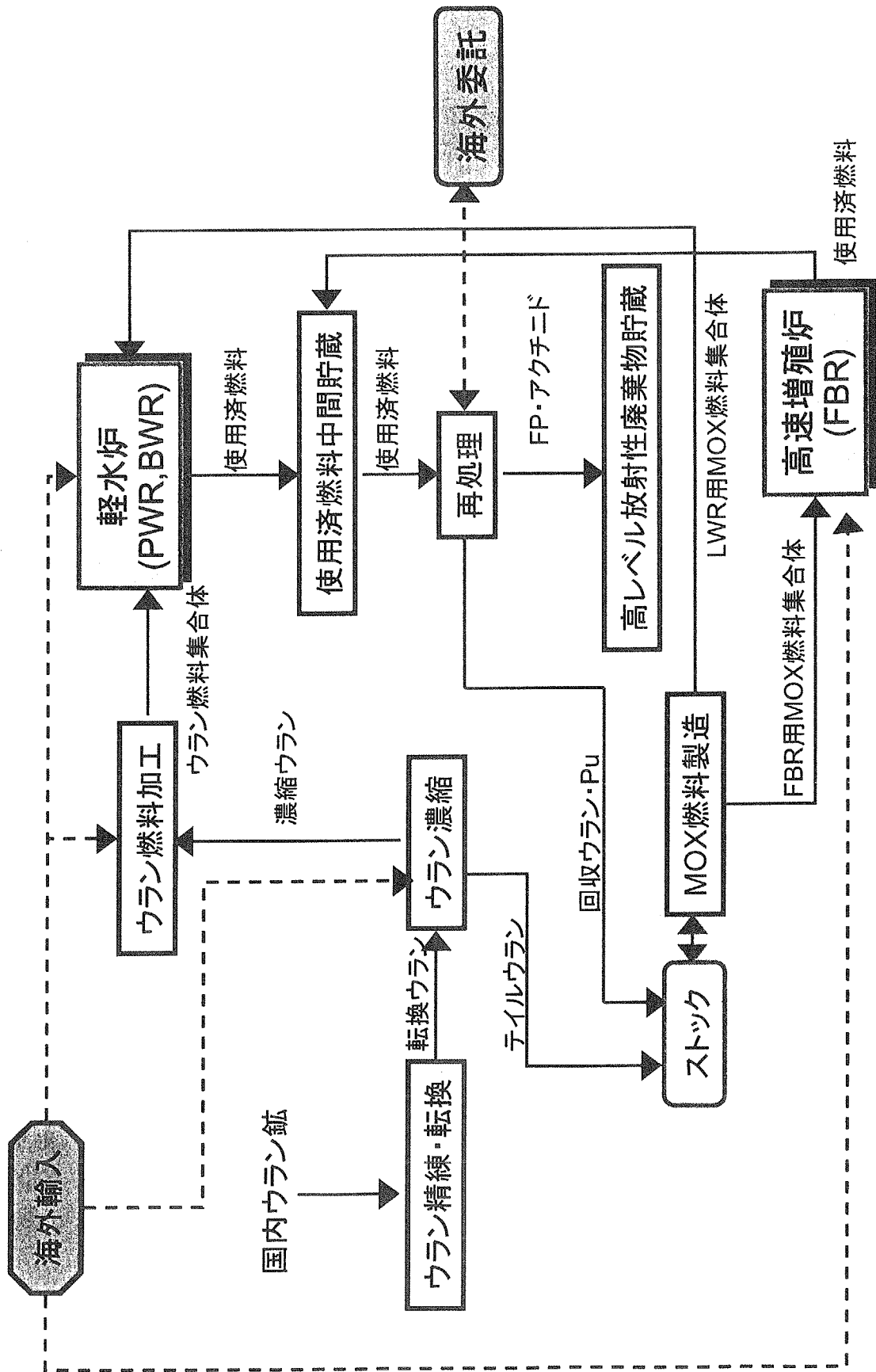
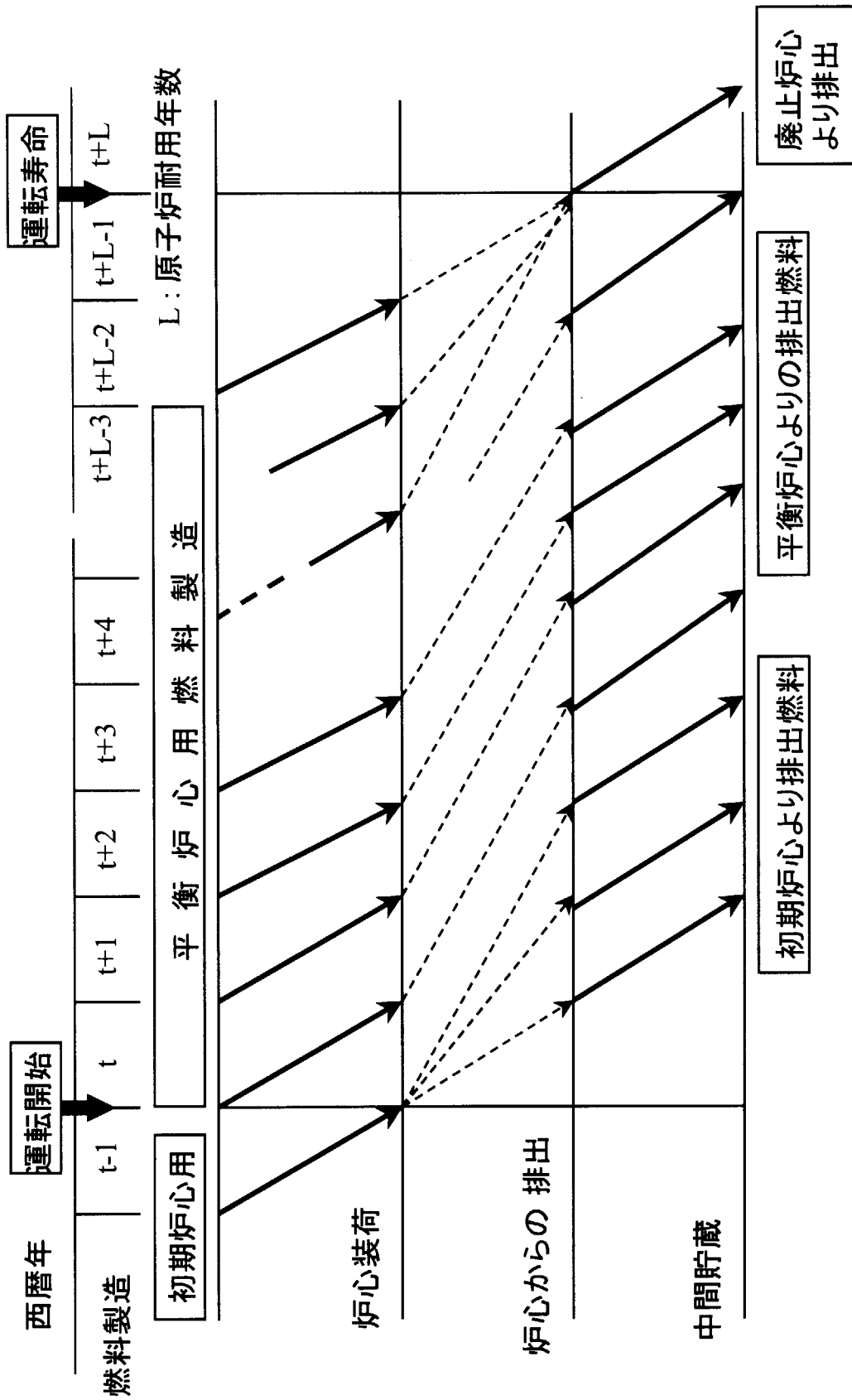


図4.1.1 モデル化された燃料サイクルシステム



燃料製造から炉心装荷までの時間=1年、初期炉心燃料の最初の排出までの時間:tr(r)=1年、
 平衡炉心での炉内滞在時間:td(r)=3年、炉心排出から中間貯蔵までの時間=1年

図 4.1.2 原子炉の新燃料装荷・使用済燃料排出の計算モデル例

以降では、下記の変数を使用する。

平衡炉心での炉内滞在時間	td(r)	(年)
初期炉心燃料の最初の排出 までの期間	tr(r)	(年)
原子炉の耐用年数	tl(r)	(年)
MOX装荷比率	RMOX(r, t)	(-)
平均燃焼度	burn(r, t)	(MWD / トン HM)
比出力	sp(r, t)	(MW / トン HM)
熱効率	eta(r)	(-)
原子炉の発電量	EL(r, t)	(MWe / 年)
原子炉の負荷係数	rlf(r)	(-)

ここで、r : 原子炉、t : 西暦年 (時間)、k : 重要核種を表す。

原子炉の発電量

入力となる新設容量 X(r, s) (MW/ 年) から、現在の西暦年 t の発電量 EL(r, t) (MW/年) は次式で表される。

$$EL(r, t) = \sum_{s=t-ll(t)+1}^t X(r, s) \times \text{eta}(r) \times \text{rlf}(r)$$

(イ) 燃料装荷量 (新燃料の需要量) (トン HM)

① 初期炉心の場合

西暦年 t の新規増設容量 / 比出力で新燃料の装荷量を求める。

酸化ウラン燃料の装荷量中に含まれる核種 k の存在量

$$FF1U(r, k, t) = \text{fftab1u}(r, k) \times X(r, t) / \text{sp}(r, t) \\ \times (1 - \text{RMOX}(r, t))$$

fftab1u(r, k) : 初期炉心全装荷 UO₂ 燃料に対する酸化ウラン新燃料中の核種 k の存在比

MOX 燃料装荷量中に含まれる核種 k の存在量

$$FF1M(r, k, t) = \text{fftab1m}(r, k) \times X(r, t) / \text{sp}(r, t) \\ \times \text{RMOX}(r, t)$$

$\text{fftab1m}(r, k)$: 初期炉心全装荷 MOX 燃料に対する MOX 新燃料中の核種 k の存在比

② 平衡炉心の場合

初期炉心燃料の最初の排出までの期間 $\text{tr}(r)$ が経過している炉を対象として、現在の西暦年 t の発電量/平均取り出し燃焼度で新燃料の一年ごとの装荷（需要）量を求める。

酸化ウラン燃料の装荷量中に含まれる核種 k の存在量

$$FF2U(r, k, t) = \text{fftab2u}(r, k) \times (1 - \text{RMOX}(r, t)) \\ \times \left[\sum_{s=\text{t}-\text{tr}(r)+1}^{\text{t}-\text{tr}(r)} X(r, s) \right] \times 365 \times \text{rlf}(r) / \text{burn}(r, t)$$

$\text{fftab2u}(r, k)$: 平衡炉心全装荷 UO₂ 燃料に対する酸化ウラン新燃料中の核種 k の存在比

MOX 燃料装荷量に含まれる核種 k の存在量

$$FF2M(r, k, t) = \text{fftab2m}(r, k) \times \text{RMOX}(r, t) \\ \times \left[\sum_{s=\text{t}-\text{tr}(r)+1}^{\text{t}-\text{tr}(r)} X(r, s) \right] \times 365 \times \text{rlf}(r) / \text{burn}(r, t)$$

$\text{fftab2m}(r, k)$: 平衡炉心全装荷 MOX 燃料に対する MOX 新燃料中の核種 k の存在比

(口) 使用済み燃料の排出量

① 初期炉心の場合

西暦年 $(t - \text{tr} - \text{td})$ 以降 $(t - \text{tr})$ 年までに新規増設用に装荷された初期炉心燃料が、現時点 t まで燃焼して燃料取り替えのため排出される量

使用済みウラン燃料排出量中に含まれる核種 k の存在量

$$SF1U(r, k, t) = \sum_{s=t-tr(r)-td(r)+1}^{t-tr(r)} sftab1u(r, k, s) \times X(r, s) / sp(r, s) / td \times (1 - RMOX(r, s))$$

sftab1u(r, k, s) : 燃焼期間 tb(s)年の燃焼済み酸化ウラン燃料中の、初期炉心全装荷酸化ウラン燃料に対する核種 k の存在比。
燃焼期間 tb(s)=tr(r)~tr(r)+(td(r)-1) (年)

使用済みMOX燃料排出量中に含まれる核種 k の存在量

$$SF1M(r, k, t) = \sum_{s=t-tr(r)-td(r)+1}^{t-tr(r)} sftab1m(r, k, t-s+1-tr(r)) \times X(r, s) / sp(r, s) / td \times RMOX(r, s)$$

sftab1m(r, k, s) : 燃焼期間 tb(s)年の燃焼済みMOX燃料中の、初期炉心全装荷MOX燃料に対する核種 k の存在比。
燃焼期間 tb(s)=tr(r)~tr(r)+(td(r)-1) (年)

② 平衡炉心の場合

t - td(r)の西暦年に装荷した燃料を対象として、現時点 t まで td(r)年燃焼後に、燃料取り替えのため排出される量

使用済みウラン燃料排出量に含まれる核種 k の存在量

$$SF2U(r, k, t) = sttab2u(r, k)$$

$$\times \sum_{s=t-td(r)+1}^{t-tr(r)-td(r)} X(r, s) \times (1 - RMOX(r, s)) \times 365 \times rlf(r) / burn(r, t - td(r))$$

sftab2u(r, k) : 燃焼期間 td(r)年における燃焼済み酸化ウラン燃料中の、平衡炉心装荷酸化ウラン燃料に対する核種 k の存在比

使用済みMOX燃料排出量に含まれる核種kの存在量

$$SF2M(r, k, t) = sftab2m(r, k)$$

$$\times \sum_{s=t-tl(r)+1}^{t-tl(r)-td(r)} X(r, s) \times RMOX(r, s) \times 365 \times rlf(r) / burn(r, t - td(r))$$

sftab2m(r, k) : 燃焼期間 td(r)年における燃焼済
MOX燃料中の、平衡炉心装荷MOX燃料
に対する核種kの存在比

③廃止炉心の場合

廃炉となる炉の発電量は t 年から耐用年数を引いた年の新規増設容量から求める。

使用済みウラン燃料の排出量に含まれる核種kの存在量

$$SF3U(r, k, t) = \left\langle \sum_{s=1}^{td(r)} sftab3u(r, k, s) \times (1 - RMOX(r, t - s + 1)) / sp(r, t - s + 1) \right\rangle \\ \times X(r, t - tl(r)) / td(r)$$

sftab3u(r, k, s) : 燃焼期間 tb(s)年における燃焼済
平衡炉心酸化ウラン燃料中の、平衡炉
心装荷酸化ウラン燃料に対する核種k
の存在比 (期間 s = 1 ~ td(r)) 。

使用済みMOX燃料の排出量に含まれる核種kの存在量

$$SF3M(r, k, t) = \left\langle \sum_{s=1}^{td(r)} sftab3m(r, k, s) \times RMOX(r, t - s + 1) / sp(r, t - s + 1) \right\rangle \\ \times X(r, t - tl(r)) / td(r)$$

sftab3m(r, k, s) : 燃焼期間 tb(s)年における燃焼済
平衡炉心MOX燃料中の、平衡炉心
装荷MOX燃料に対する核種kの存在比
(期間 s = 1 ~ td(r)) 。

b. ウラン燃料加工施設

ここでは、濃縮ウラン UF6 を UO2 ウラン燃料に加工する工程を指す。加工された燃料はある時間後に炉に装荷されるため、これを時間遅れとして考慮する。入力としては、各年度ごとの燃料製造能力や、加工工程における損失率である。発電炉のところで述べたようにして、装荷する燃料の重量を求め、これが時間遅れを考慮した上でウラン燃料加工施設における燃料の需要量となる。この需要量と燃料製造能力を比較することで、この施設による生産量が求められる。このとき原料となる濃縮ウランは充分にあるものとしている。製造能力が需要より小さいとき、製造能力を超えた分は海外から製品として輸入するものとしている。

<変数の説明>

ウラン燃料製造能力	$CFA(r, t)$	(tonU/年)
ウラン燃料製造量	$FA(r, t)$	(tonU/年)
時間遅れ (ウラン燃料製造 → 原子炉)	$tfa(r)$	(年)
MOX 装荷比率	$RMOX(r, t)$	(-)
ウラン燃料海外調達量	$FAPR(r, t)$	(tonU/年)

ウラン燃料加工需要

$$DFA(r, t) = \sum_k \{FF1U(r, k, t + tfa) + FF2U(r, k, t + tfa)\}$$

ここで k はウラン燃料物質に含まれる核種についてのインデックスである。

ウラン燃料製造量

ウラン燃料供給の内訳によって、下記のように分類する。

(イ) $CFA(r, t) \geq DFA(r, t)$: 製造能力が燃料需要以上の場合

$$FA(r, t) = DFA(r, t)$$

$$FAPR(r, t) = 0$$

(ロ) $CFA(r, t) < DFA(r, t)$: 燃料需要が製造能力以上の場合

$$FA(r, t) = CFA(r, t)$$

$$FAPR(r, t) = DFA(r, t) - FA(r, t)$$

c. ウラン濃縮施設

採掘され転換されたウラン UF6 を、ある濃縮度まで濃縮する施設である。濃縮されたウランはある時間の遅れを伴ってウラン燃料加工施設に送られる。ここでの需要とは、時間の遅れを考慮したウラン燃料加工施設の製造量である。ウラン濃縮施設では、製品となるウランを作り出すための能力の単位として、分離作業単位 (Separative Work Unit) を用いる。このコードでは近似的な方法を用いている。つまり分離作業を行うことによって生じる濃縮ウランとテイルウランの価値をある関数から求め、そこから天然ウランの価値を引くことで表している。

このようにして、燃料加工施設から要求される濃縮ウラン量を分離作業量という単位に変換して、濃縮施設の能力と比較し、需要が供給より大きいときは、海外から濃縮ウランを輸入するようにしている。また、ウラン濃縮によって生じるテイルウランは、すべてある時間遅れを伴って MOX 燃料製造施設に送られるものとしている。

<変数の説明>

処理後濃縮度	e235(r)	(-)
天然ウラン濃縮度	en	(-)
テイル濃縮度	et(r)	(-)
処理能力 (tonSWU/年)	CEU(t)	
テイルウランストック量	EU_POS1(r, t)	(tonU)
処理量	EU(r, t)	(tonSWU/年)
外部委託処理量	EUPR(r, t)	(tonSWU/年)
時間遅れ (濃縮施設 → 燃料加工施設)	teu	(年)
燃料加工行程ロス率	LFA(r)	(-)

濃縮ウラン需要(tonSWU/年)

$$DEU(r, t) = FA(r, t + teu) / (1 - LFA(r)) \times vf(e235(r))$$

ただし、 $vf(e235)$ は濃縮ウラン 1 ton あたり濃縮分離作業量である。

PWR と BWR 用の需要合計は以下の通り。

$$\text{SDEU}(t) = \text{DEU}(1, t) + \text{DEU}(2, t)$$

処理能力の炉型の違いによる配分は以下の通り。

$$\text{GEU}(r, t) = \text{CEU}(t) \times \{ \text{DEU}(r, t) / \text{SDEU}(t) \}$$

ウラン濃縮量

濃縮ウラン供給内訳によって下記のように分類して示す。

(イ) $\text{GEU}(r, t) \geq \text{DEU}(r, t)$: 処理能力が需要を上回る場合

$$\text{EU}(r, t) = \text{DEU}(r, t)$$

$$\text{EUPR}(r, t) = 0$$

(ロ) $\text{GEU}(r, t) < \text{DEU}(r, t)$: 需要が処理能力以上の場合

$$\text{EU}(r, t) = \text{GEU}(r, t)$$

$$\text{EUPR}(r, t) = \text{DEU}(r, t) - \text{EU}(r, t)$$

濃縮処理後のテイルウラン発生量

$$\text{EU_POS1}(r, t) = \text{EU}(r, t) / \text{vf}(e235(r)) \times \text{ff}(e235(r))$$

<関数>

$\text{vf}(e235)$: 天然ウランから濃縮度 $e235$ まで濃縮された濃縮ウラン
1ton あたりに必要な濃縮分離作業量(tonSWU)を求める関数

$$\begin{aligned} \text{vf}(e235(r)) = & (2 \times \text{et}(r) - 1) \times \text{ff}(e235(r), \text{et}(r)) \times \ln(\text{et}(r) / (1 - \text{et}(r))) \\ & + (2 \times e235(r) - 1) \times \ln(e235(r) / (1 - e235(r))) \\ & - (2 \times e_n - 1) \times \text{ef}(e235(r), \text{et}(r)) \times \ln(e_n / (1 - e_n)) \end{aligned}$$

$\text{ef}(e235(r), \text{et}(r))$: 濃縮度 $e235$ の濃縮ウランの天然ウラン換算係数

$$\text{ef}(e235(r), \text{et}(r)) = (e235(r) - \text{et}(r)) / (e_n - \text{et}(r))$$

$\text{ff}(e235(r), \text{et}(r))$: 濃縮度 $e235(r)$ の濃縮ウラン 1ton の生産で排出される濃縮度 $\text{et}(r)$ のテイルウラン量

$$\text{ff}(e235(r), \text{et}(r)) = (e235(r) - e_n) / (e_n - \text{et}(r))$$

d. ウラン採掘・転換施設

ここでは、ウランの採掘と採掘されたウラン U3O8 を UF6 に転換する 2 つの工程をまとめて扱う。採掘されたウランは転換施設に輸送され、転換されたウランは濃縮施設に送られる。この 2 つの工程とも時間遅れを考慮することが可能である。濃縮施設の分離作業能力に必要なとなるウランを供給できるようにするため、施設の転換能力を超える分に関しては海外から UF6 の形で輸入されるものとしている。また、転換を行うにあたって、その工程におけるウランの損失率を考慮し、必要なウランの採掘量が求まる。このコード中ではウラン鉱の採掘量は国内の新規発見埋蔵量のみとして、国内のウラン鉱を使い切った場合は UF6 の形で輸入されるものとしている。

<変数の説明>

転換ウラン生産能力	CNU(t)	(tonU/年)
国内の新規確認埋蔵量	DELTNU(t)	(tonU/年)
U3O8 ストック量	NU_PRE(r, t)	(tonU)
転換ウラン生産量	NU(r, t)	(tonU/年)
海外調達量	NUPR(r, t)	(tonU/年)
転換行程ロス率	LUO	(-)
時間遅れ (天然ウラン → UF6)	tnu	(年)
時間遅れ (UF6 → 濃縮施設)	tne	(年)

転換ウラン需要量 (tonU/年)

$$DNU(r, t) = EU(r, t + tne) / vf(e235(r)) \times ef(e235(r), et(r))$$

PWR と BWR の需要量合計

$$SDNU(t) = DNU(1, t) + DNU(2, t)$$

炉型別の生産能力

$$GNU(r, t) = CNU(t) \times \{DNU(r, t) / SDNU(r, t)\}$$

U3O8 ストック量 (= 国内の確認埋蔵量)

$$\text{NU_PRE}(r, t) = \text{NU_PRE}(r, t-1) + \text{DELTNU}(t - \text{tnu}) \\ \times \{\text{DNU}(r, t) / \text{SDNU}(t)\}$$

転換ウラン生産量

転換ウラン供給内訳に従って以下のように分類して示す。

(イ) $\text{DNU}(r, t) \geq \text{GNU}(r, t)$: 需要量が生産能力以上の場合

$$\text{GNU}(r, t) \geq \text{NU_PRE}(r, t) \times (1 - \text{LUO}) : \text{生産能力がストック量以上} \\ \text{NU}(r, t) = \text{NU_PRE}(r, t) \times (1 - \text{LUO}) \\ \text{NUPR}(r, t) = \text{DNU}(r, t) - \text{NU}(r, t) \\ \text{NU_PRE}(r, t) = 0$$

$$\text{GNU}(r, t) < \text{NU_PRE}(r, t) \times (1 - \text{LUO}) : \text{生産能力がストック量以下} \\ \text{NU}(r, t) = \text{GNU}(r, t) \\ \text{NUPR}(r, t) = \text{DNU}(r, t) - \text{NU}(r, t) \\ \text{NU_PRE}(r, t) = \text{NU_PRE}(r, t) - \text{GNU}(r, t) / (1 - \text{LUO})$$

(ロ) $\text{GNU}(r, t) > \text{DNU}(r, t)$: 生産能力が需要量以上の場合

$$\text{DNU}(r, t) \geq \text{NU_PRE}(r, t) \times (1 - \text{LUO}) : \text{需要量がストック量以上} \\ \text{NU}(r, t) = \text{NU_PRE}(r, t) \times (1 - \text{LUO}) \\ \text{NUPR}(r, t) = \text{DNU}(r, t) - \text{NU}(r, t) \\ \text{NU_PRE}(r, t) = 0$$

$$\text{DNU}(r, t) < \text{NU_PRE}(r, t) \times (1 - \text{LUO}) : \text{需要量がストック量以下} \\ \text{NU}(r, t) = \text{DNU}(r, t) \\ \text{NUPR}(r, t) = 0 \\ \text{NU_PRE}(r, t) = \text{NU_PRE}(r, t) - \text{DNU}(r, t) / (1 - \text{LUO})$$

e. 使用済燃料中間貯蔵施設

原子炉から取り出された燃料はサイト内外を含めしばらく貯蔵され、その後中間貯蔵施設へ送られる。送られた使用済燃料は、一旦施設に貯蔵され、再処理施設からの要求に応じた量を排出する。この施設に貯蔵されている使用済燃料は貯蔵されている時間に応じて、核種の崩壊及び変化を考慮できる。ただし、燃料単位で考えているのではなく、そこに存在する核種毎の総量で計算される。再処理施設に送られる時も、核種毎の総量に対する割合で計算されている。

<変数の説明>

最大貯蔵能力	MICIS(t)	(トン HM)
年間の受入量	IS(r, k, t)	(トン HM/年)
年間の払い出し量	JS(r, k, t)	(トン HM/年)
累積中間貯蔵量	SIS(r, k, t)	(トン HM)
時間遅れ (原子炉→燃料中間貯蔵施設)	tis(r)	(年)
海外委託貯蔵量	ISPR(r, k, t)	(トン HM/年)
核種の崩壊定数	lamda(k)	(1/年)
再処理施設に払い出される割合	FPRT(r)	(-)
余剰貯蔵能力		

$$CIS(t) = MCIS(t) - \sum_{r=1}^3 \sum_{k=1}^{37} SIS(r, k, t-1)$$

使用済燃料中間貯蔵予定量

原子炉から排出される使用済み燃料（初期炉心、平衡炉心、廃止炉心からの酸化ウラン燃料及びMOX燃料の使用済み燃料）を、時間遅れの後そのまま中間貯蔵する。

$$DISU(r, k, t) = SF1U(r, k, t - tis(r)) + SF2U(r, k, t - tis(r)) + SF3U(r, k, t - tis(r))$$

$$DISM(r, k, t) = SF1M(r, k, t - tis(r)) + SF2M(r, k, t - tis(r)) + SF3M(r, k, t - tis(r))$$

$$DIS(r, k, t) = DISU(r, k, t) + DISM(r, k, t)$$

炉型別の使用済燃料中間貯蔵予定量

$$SDIS(r, t) = \sum_{k=1}^{37} DIS(r, k, t)$$

使用済燃料中間貯蔵予定量

$$STDIS(t) = \sum_{r=1}^3 SDIS(r, t)$$

燃料中間貯蔵量

余剰能力により分類して計算し、以下の通り。

(イ) $CIS(t) \geq STDIS(t)$: 余剰能力が予定量を上回る場合

$$IS(r, k, t) = DIS(r, k, t)$$

$$ISPR(r, k, t) = 0$$

(ロ) $CIS(t) < STDIS(t)$: 予定量が余剰能力を上回る場合

$$IS(r, k, t) = CIS(t) \times DIS(r, k, t) / STDIS(t)$$

$$ISPR(r, k, t) = DIS(r, k, t) - IS(r, k, t)$$

累積中間貯蔵量の増加

$$SIS(r, k, t) = SIS(r, k, t-1) + IS(r, k, t)$$

中間貯蔵核種の壊変の計算は、上記の累積貯蔵量計算終了後、核種の崩壊定数で毎年壊変していくものとする。

$$SIS(r, k, t) = SIS(r, k, t) \times \exp(-\text{lamda}(r) \times dt)$$

シミュレーションの時間ステップは1年であるので、 $dt = 1$ である。

Am^{241} と Gd^{155} については、親核種である Pu^{241} からの β 崩壊 (半減期 14.35 年) 及び Eu^{155} からの β 崩壊 (半減期 4.7611 年) による生成を考慮する。

$$\begin{aligned} \text{SIS}(r, \text{Am-241}, t) &= \text{SIS}(r, \text{Am-241}, t) \times \exp(-\text{lamda}(\text{Am-241}) \times dt) \\ &+ \text{SIS}(r, \text{Pu-241}, t) \times \{1 - \exp(-\text{lamda}(\text{Pu-241}) \times dt)\} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{SIS}(r, \text{Gd-155}, t) &= \text{SIS}(r, \text{Gd-155}, t) \times \exp(-\text{lamda}(\text{Gd-155}) \times dt) \\ &+ \text{SIS}(r, \text{Eu-155}, t) \times \{1 - \exp(-\text{lamda}(\text{Eu-155}) \times dt)\} \end{aligned}$$

年間の払い出し量は、累積中間貯蔵量のある割合 $\text{FPRT}(r)$ だけが再処理のため払い出されるものとして算出する。

$$\text{JS}(r, k, t) = \text{SIS}(r, k, t) \times \text{FPRT}(r)$$

払い出しによる累積貯蔵量の減少

$$\text{SIS}(r, k, t) = \text{SIS}(r, k, t) - \text{JS}(r, k, t)$$

f. 再処理施設

中間貯蔵施設から輸送されてくる使用済燃料を、再処理して回収ウラン、プルトニウム、FPなどの廃棄物に分別する。ここでは、全体で重要核種として37の核種に注目しているが、ウラン、プルトニウムとそれ以外のものに大別できる。回収されたウラン、プルトニウムはMOX燃料製造施設に、それ以外のは、高レベル放射性廃棄物として処理され、高レベル放射性廃棄物貯蔵施設に送られる。中間貯蔵施設から来る使用済燃料のうち、施設の処理能力を超える分に関しては、海外に再処理委託する。海外再処理され回収されたウラン、プルトニウム、または高レベル放射性廃棄物は国内で行われたものと同様な時間遅れで次の施設に送られる。

<変数の説明>

再処理施設工程ロス率	LSD(r)	(-)
処理能力(受入可能量)	CSF(r, t)	(tonHM/年)
処理後ストック量	SF_POS(r, k, t)	(tonHM)
年間受入れ処理量	SF(r, k, t)	(tonHM/年)
時間遅れ(燃料中間貯蔵施設→再処理施設)	trp(r)	(年)
再処理海外委託量	SFPR(r, k, t)	(tonHM/年)

再処理需要量(tonHM/年)は、中間貯蔵施設の炉型別の累積燃料貯蔵量から一定の割合が排出されて、trp(r)年遅れて再処理されるものとして計算する。

$$DSF(r, k, t) = JS(r, k, t - trp(r))$$

炉型別の再処理需要量

$$SDSF(r, t) = \sum_{k=1}^{37} DSF(r, k, t)$$

炉型・核種別の再処理能力

$$GSF(r, k, t) = CSF(r, t) \times DSF(r, k, t) / SDSF(r, t)$$

再処理量

再処理能力の分類により以下の通り。

$$\begin{aligned} \text{(イ)} \quad \text{GSF}(r, k, t) \geq \text{DSF}(r, k, t) : & \text{再処理能力が再処理需要を上回る場合} \\ & \text{SF}(r, k, t) = \text{DSF}(r, k, t) \\ & \text{SFPR}(r, k, t) = 0 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{(ロ)} \quad \text{GSF}(r, k, t) < \text{DSF}(r, k, t) : & \text{再処理需要が再処理能力を上回る場合} \\ & \text{SF}(r, k, t) = \text{GSF}(r, k, t) \\ & \text{SFPR}(r, k, t) = \text{DSF}(r, k, t) - \text{SF}(r, k, t) \end{aligned}$$

処理後ストック量

$$\text{SF_POS}(r, k, t) = \{\text{SF}(r, k, t) + \text{SFPR}(r, k, t)\} \times \{1 - \text{LSD}(r)\}$$

ここで、核種 k の番号によって MOX 燃料加工施設か高レベル放射性廃棄物貯蔵施設に送られる。

g. MOX 燃料製造施設

再処理によって使用済燃料から回収されたウラン、プルトニウム及び濃縮施設から生じるテイルウランを原料にして、MOX 燃料を製造する施設とする。ここでは、各施設から送られてくる核種を計算上ストックし、加工されずに残ったものを次年度に回す事ができることとした。このストックも使い果たし、さらに加工製造能力をも超える需要があったときは、海外から MOX 燃料を輸入する。MOX 燃料の需要は、発電中の炉全体に装荷される新燃料に対する MOX 燃料の割合から求める。

<変数の説明>

ロス率	LFM(r)	(-)
テイルウラン中の k 核種の存在率	UREUP(k, r)	(-)
処理能力	CFM(r, t)	(tonHM/年)
処理前ストック量	FM_PRE(r, k, t)	(tonHM)
MOX 燃料製造量	FM(r, k, t)	(tonHM/年)
時間遅れ (MOX 燃料製造 → 原子炉)	tfm(r)	(年)
時間遅れ (再処理施設 → MOX 燃料製造)	trm(r)	(年)
時間遅れ (濃縮施設 → MOX 燃料製造)	tem(r)	(年)
MOX 燃料の海外調達量	FMPR(r, k, t)	(tonHM/年)

核種・炉型毎の MOX 燃料加工需要 (tonHM/年)

$$DFM(r, k, t) = FF1M(r, k, t + tfm(r)) + FF2M(r, k, t + tfm(r))$$

炉型毎の MOX 燃料加工需要(tonHM/年)

$$SDFM(r, t) = \sum_k DFM(r, k, t)$$

ここで k は、ウラン及びプルトニウム燃料物質についてのインデックスである。

核種・炉型毎の製造能力

$$GFM(r, k, t) = CFM(r, t) \times DFM(r, k, t) / SDFM(r, t)$$

処理前ストック量の計算

$$FM_PRE(r, k, t) = FM_PRE(r, k, t - 1) + \sum_{r=1}^3 \{UREUP(k, r) \times EU_POS1(r, t - tem(r) + SF(r, k, t + trm(r)))\} \times DFM(r, k, t) / \sum_{r=1}^3 SDFM(r, t)$$

ただし、 k はウラン、プルトニウムについての核種インデックスである。

MOX 燃料製造量

製造能力の分類により、以下の通り。

(イ) $CFM(r, t) \geq SDFM(r, t)$: 製造能力が需要を上回る場合

$FM_PRE(r, k, t) \times (1 - LFM(r)) \geq DFM(r, k, t)$: ストック量が需要量以上のとき、

$$\begin{aligned} FM(r, k, t) &= DFM(r, k, t) \\ FMPR(r, k, t) &= 0 \\ FM_PRE(r, k, t) &= FM_PRE(r, k, t) \\ &\quad - FM(r, k, t) / (1 - LFM(r)) \end{aligned}$$

$DFM(r, k, t) > FM_PRE(r, k, t)$: ストック量が需要量以下のとき、

$$\begin{aligned} FM(r, k, t) &= FM_PRE(r, k, t) \times (1 - LFM(r)) \\ FMPR(r, k, t) &= DFM(r, k, t) - FM(r, k, t) \\ FM_PRE(r, k, t) &= 0 \end{aligned}$$

(ロ) $CFM(r, t) < SDFM(r, t)$: 需要が製造能力を上回る場合

$$GFM(r, k, t) \leq FM_PRE(r, k, t) \times (1 - LFM(r))$$

: ストック量が生産能力以上のとき、

$$FM(r, k, t) = GFM(r, k, t)$$

$$FM_PR(r, k, t) = DFM(r, k, t) - FM(r, k, t)$$

$$FM_PRE(r, k, t) = FM_PRE(r, k, t) - FM(r, k, t) / (1 - LFM(r))$$

$$GFM(r, k, t) > FM_PRE(r, k, t) \times (1 - LFM(r))$$

: ストック量が生産能力以下のとき、

$$FM(r, k, t) = FM_PRE(r, k, t) \times (1 - LFM(r))$$

$$FM_PR(r, k, t) = DFM(r, k, t) - FM(r, k, t)$$

$$FM_PRE(r, k, t) = 0$$

処理前ストック量がゼロの場合は、需要の全量を海外調達とする。

$$FM(r, k, t) = 0$$

$$FM_PR(r, k, t) = DFM(r, k, t)$$

h. 高レベル放射性廃棄物貯蔵施設

再処理で発生した高レベル放射性廃棄物を受け入れ、貯蔵する施設である。中間貯蔵施設と同様、存在する核種の崩壊、変化を考慮する。ここでいう高レベル放射性廃棄物とはガラス固化体などによる廃棄物として整えたものではなく、核種毎の重量を算出している。

<変数の説明>

最大貯蔵能力	MCHL(t)	(tonHM)
余剰貯蔵能力	CHL(t)	(tonHM)
年間の受入量	HL(r, k, t)	(tonHM/年)
累積廃棄物貯蔵量	SHL(r, k, t)	(tonHM)
時間遅れ (再処理施設 → 放射性廃棄物貯蔵施設)	thl(r)	(年)
海外委託貯蔵量	HLPR(r, k, t)	(tonHM/年)
核種の崩壊定数	lamda(k)	(1/年)

余剰貯蔵能力

$$CHL(t) = MCHL(t) - \sum_{r=1}^3 \sum_k SHL(r, k, t-1)$$

k は高レベル放射性廃棄物に関わる核種インデックスである。

炉型・核種ごと放射性廃棄物貯蔵予定量

再処理施設で使用済燃料の処理後に分離・ガラス固化された高レベル放射性廃棄物は、一定の時間遅れの後貯蔵施設に移される。

$$DHL(r, k, t) = SF_POS(r, k, t - thl(r))$$

放射性廃棄物貯蔵のための全予定量

$$SDHL(t) = \sum_{r=1}^3 \sum_k DHL(r, k, t)$$

k は高レベル放射性廃棄物に関わる核種インデックスである。

放射性廃棄物貯蔵量

余剰能力の分類により、以下の通り。

(イ) $CHL(t) \geq SDHL(t)$: 余剰能力が予定量を上回る場合

$$HL(r, k, t) = DHL(r, k, t)$$

$$HLPR(r, k, t) = 0$$

(ロ) $CHL(t) < SDHL(t)$: 予定量が余剰能力を上回る場合

$$HL(r, k, t) = CHL(t) \times DHL(r, k, t) / SDHL(t)$$

$$HLPR(r, k, t) = DHL(r, k, t) - HL(r, k, t)$$

累積放射性廃棄物貯蔵量の増加

$$SHL(r, k, t) = SHL(r, k, t-1) + HL(r, k, t)$$

廃棄物貯蔵核種の壊変の計算は、上記の累積貯蔵量計算終了後、核種の崩壊定数で毎年壊変していくものとして計算する。

$$SHL(r, k, t) = SHL(r, k, t) \times \exp(-\lambda(k) \times dt)$$

シミュレーションの時間ステップは1年であるので、 $dt = 1$ である。

Am^{241} と Gd^{155} については、親核種である Pu^{241} からの β 崩壊 (半減期 14.35 年) 及び Eu^{155} からの β 崩壊 (半減期 4.7611 年) による生成を考慮する。即ち、次の反応を考慮する。

$$\begin{aligned} SIS(r, Am-241, t) &= SIS(r, Am-241, t) \times \exp(-\lambda(Am-241) \times dt) \\ &+ SIS(r, Pu-241, t) \times \{1 - \exp(-\lambda(Pu-241) \times dt)\} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} SIS(r, Gd-155, t) &= SIS(r, Gd-155, t) \times \exp(-\lambda(Gd-155) \times dt) \\ &+ SIS(r, Eu-155, t) \times \{1 - \exp(-\lambda(Eu-155) \times dt)\} \end{aligned}$$

4.1.2 核燃料輸送容器の安全性に関する計算コード

(1) 輸送規制の最近の動きについて[7]

放射性物質の輸送については、国際原子力機関(IAEA)が「放射性物質安全輸送規則」(以下「IAEA 輸送規則」という。)を定め、各国ともこの IAEA 輸送規則に基づいて安全規制を実施している。我が国も、この規則の1985年度版(1985年2月に公刊されたが、1990年に一部改訂が行われ、この改訂を含めて以下「1985年版」という。)に基づいて1978年(昭和53年)に法制度化された放射性物質輸送の安全基準を見直し、IAEA の勧告どおり1991年1月までに取り入れた。この内容に基づいて、関係省庁がそれぞれ分担して安全規制を実施しているところである。

IAEA においては、1985年版改訂以降、約10年に一度の輸送規則を見直すという基本方針に従い、1991年6月に「第1回 IAEA 放射性物質安全輸送規則改定のための諮問部会会合」が開催され、「1985年版」の改訂作業に取り掛かった。特に、今回の改訂作業においては、①国際放射線防護委員会(ICRP)1990年勧告(Publ.60)などの取り入れ、②高危険性を有する放射性物質等の航空輸送のための規則策定、③六フッ化ウラン輸送のための規則策定などが重要な改訂課題として上げられた。また、軽水炉による発電の長期化による使用済燃料の蓄積が進み、今後、発電所サイトから再処理施設あるいは中間貯蔵施設への大量輸送が予想されることから、④効率的な輸送を可能とする燃焼度クレジットの臨界安全設計への取り入れについて具体的な要件が盛り込まれた。

各国の専門家、関係国際機関の代表などによる専門家会合での度重なる検討を経て、1996年3月の輸送安全基準諮問委員会(TRANSSAC)、1996年9月の理事会の承認を経て、1996年12月に「1996年版」が公刊された。各国はこの新しい IAEA 輸送規則の採用を2001年1月までに行うように勧告されている。

我が国では、このような IAEA の活動に対処すると共に、新規制の公刊に伴い我が国の国内規制へ取り入れる場合の内容などについて1994年から検討を進めてきている。特に、近年の放射性物質の国家間輸送の増大を考慮し、その安全かつ円滑な輸送を図るために、「1996年版」の内容を取り入れる方向で検討にあたっている。

(2) 我が国における核燃料物質輸送の現状と展望

核燃料物質の輸送は、図 4.1.3 に示すように、ウラン鉱石の輸送、イエローケーキ（八酸化ウラン）の輸送、天然六弗化ウランの輸送、濃縮六弗化ウランの輸送、二酸化ウラン粉末の輸送、新燃料集合体の輸送を経て、原子炉に搬入される。原子炉で燃焼して取り出された使用済燃料は再処理工場へ輸送され、再処理工場からは回収されたウラン、プルトニウムが再び新たな燃料に加工されるため転換工場あるいは MOX 加工工場に輸送される。2010 年に中間貯蔵施設が予定通りに運転開始されると、使用済燃料は再処理されるまでの一時的貯蔵のためここにも輸送されることとなる。

今後、我が国の核燃料サイクルの進展に伴い、多種多様の核燃料物質輸送が考えられる。それらは、回収ウランの輸送、軽水炉高燃焼度燃料（新燃料及び使用済燃料）の輸送、高レベル廃棄物の輸送及び軽水炉用あるいは高速増殖炉用の MOX 燃料の輸送である。

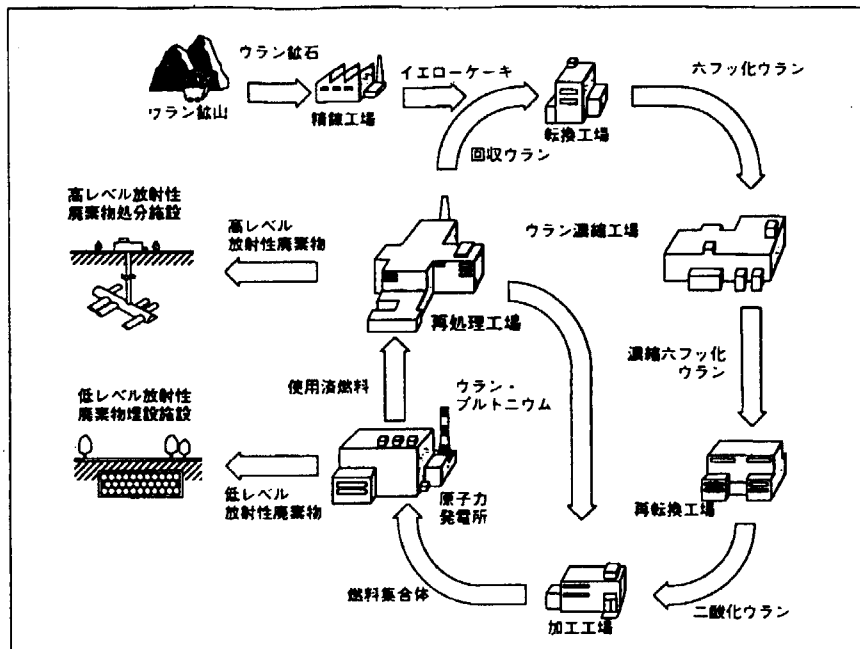


図 4.1.3 核燃料サイクル関連施設間の輸送

(3) 輸送安全性解析コードの整備状況

図 4.1.4 に使用済燃料を原子力発電所から再処理工場に輸送する際に使用される輸送容器の構造例を示す。使用済燃料輸送物は、中性子とガンマ線の放出、崩壊熱による発熱、核分裂性物質による臨界反応度上昇を考慮して設計しなければならず、他の輸送物に比べて一段と厳しい設計要件が課せられる。そのため、通常輸送時のほか、図 4.1.5 に示すような一般の試験条件（安全機能に影響しない程度の事故レベルを想定）及び特別の試験条件（安全機能に影響する事故レベルを想定）を課し、構造の健全性や密封の維持性等を実際の試験で確認している。

細部にわたる安全性の確認は、通常輸送時、一般及び特別の試験条件下における安全解析を実施して確認する。これには、構造解析、熱解析、密封解析、遮蔽解析、臨界解析が含まれる。次項に、各解析における使用計算コードの現状について述べる。

(イ) 構造解析

各試験条件下における輸送容器内部の発生応力を計算コードや材料力学基礎式で算出し、材料引き張り強さや降伏応力から導かれた基準値と比較して安全裕度を確認する。

落下衝撃解析用には、DYNA, CRUSH, ABAQUS 等、また熱応力解析用には ABAQUS, MARK 等の計算コードが用いられる。

(ロ) 熱解析

通常輸送時、一般及び特別の試験条件下における輸送物表面温度、安全機能材料（ガスケット部、ガンマ線遮蔽材、中性子遮蔽材、燃料被覆管等）の温度が最高使用温度以下であることを確認する。

使用済燃料の発熱量は ORIGEN2 等の核種崩壊生成計算コードにより、また各部温度評価用には TRUMP, ABAQUS, MARK 等の計算コードが用いられる。

(ハ) 密封解析

通常輸送時、一般及び特別の試験条件下における密封境界（ガスケット部）からの放射性物質の漏洩率を、流体力学の評価式により求め、基準値と比較することにより環境への影響が問題無いことを確認（ANSI N14.5 準拠）。

(ニ) 遮蔽解析

通常輸送時（変形無し）、一般及び特別の試験条件下における輸送物表面及び

表面から 1 m の位置におけるガンマ線線量当量率、中性子線量当量率を評価して、基準値と比較することにより安全性を確認する。

使用済燃料の線源強度は、ORIGEN2 等の燃焼計算コードにより求める。構造材等の放射化線源は、構造材（ステンレス鋼、インコネル）に微量に含まれる ^{59}Co の (n, γ) 反応により生成する ^{60}Co の γ 線源強度を算出する。 γ 線あるいは中性子の線量当量率は、1次元 Sn 計算コード ANISN, 2次元 Sn 計算コード DOT3.5 及び DORT, 点減衰核積分計算コード QAD により求める。3次元モンテカルロ法計算コード MORSE や連続エネルギー計算コード MCNP を用いて詳細に計算することもできるが、解の収束性に注意が必要である。

(ハ) 臨界解析

通常輸送時の非損傷輸送物、特別の試験条件下における損傷輸送物を孤立系及び配列系（配列数は、非損傷では輸送制限個数の 5 倍、損傷状態では輸送制限個数の 2 倍）に組み合わせた場合について臨界解析を実施し、中性子増倍率が基準値 0.95 以下であることで未臨界性を確認する。

中性子増倍率を算出するためには、米国が開発した輸送容器安全解析コードシステム SCALE4.4 の多群エネルギーモンテカルロコード KENO-V により、使用済燃料領域を均質化してから、臨界計算を行う方法が一般に用いられる。最近では、詳細計算用には、複雑な幾何形状を有する輸送容器をほぼ忠実にモデル化し、中性子エネルギーを縮約せずにそのまま扱える連続エネルギーモンテカルロコード MCNP も用いられる。

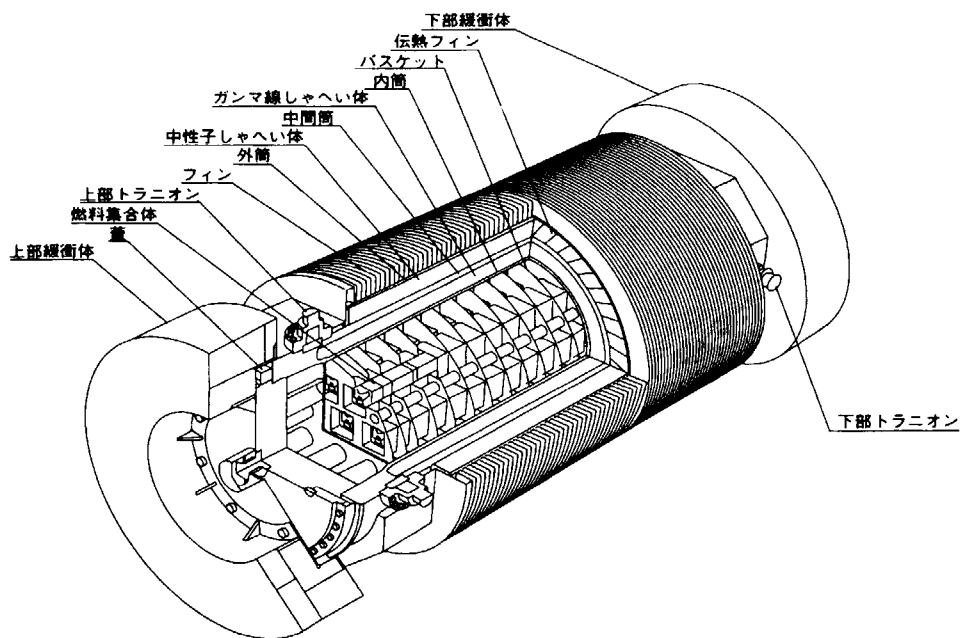


図 4.1.4 典型的な使用済燃料輸送容器の構造例

輸送物の試験条件

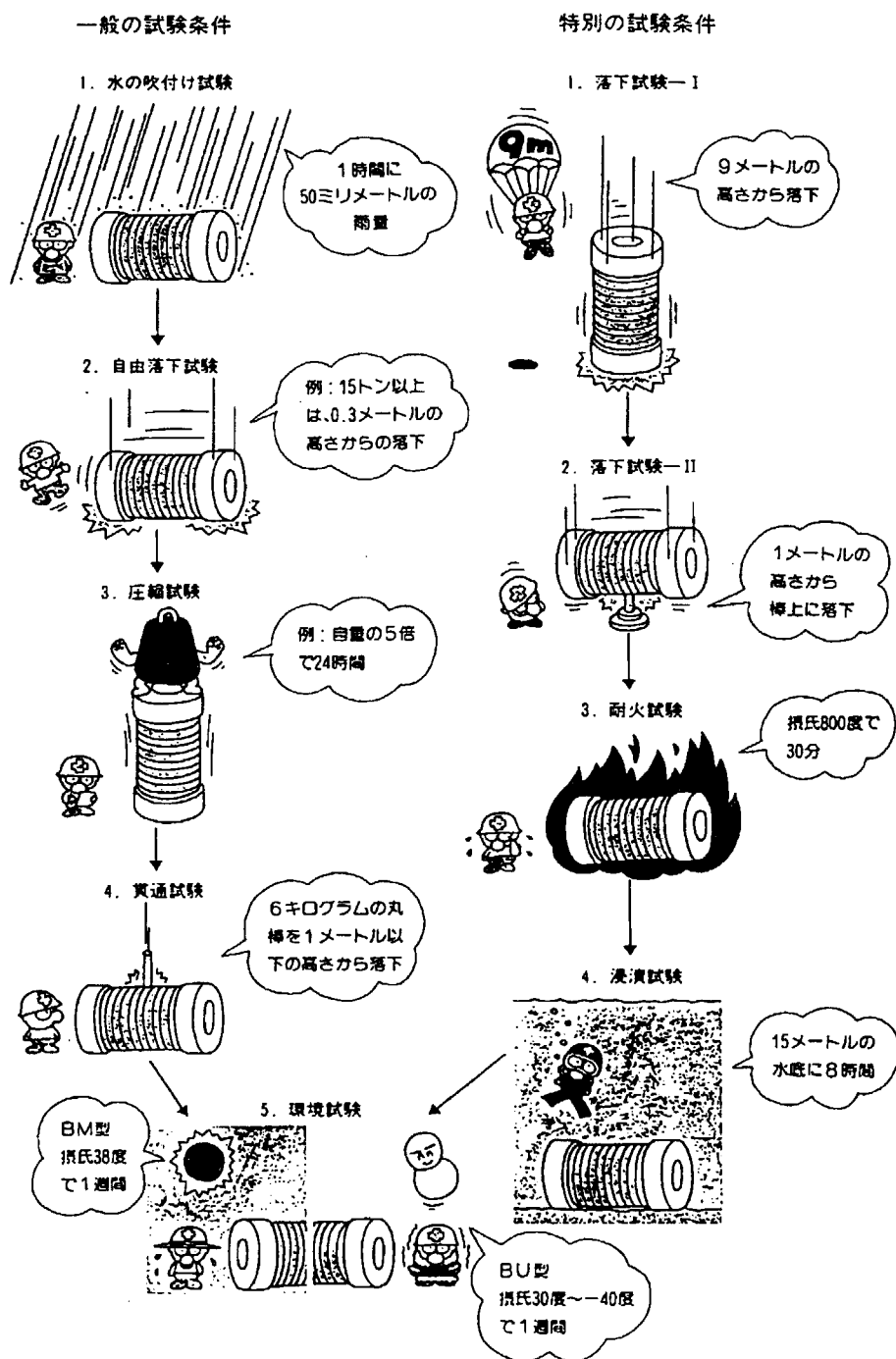


図 4.1.5 放射性物質輸送物に課せられる一般及び特別の試験条件

4.2 原子力発電所の安全性に関する計算コード[3]

原子力発電所に関する安全研究及び計算コード開発の現状を、確率論的安全評価、シビアアクシデント、ヒューマンファクター、原子力発電プラントデータベース及び緊急技術助言対応システムに分類して説明する。

4.2.1 確率論的安全評価に関する計算コード

(1) 概況

確率論的安全評価 (PSA) 手法は、全ての有意な事故を対象に、その発生頻度と環境への影響を解析することにより、公衆へのリスクを定量的に評価する手法である。1975年、米国 NRC が発刊した WASH-1400 報告書[8]によって PSA 手法の枠組みが示されて以来、TMI-2 事故等を経て PSA の利用は大きく進展し、現在では我が国を含めて各国で実施されている。

PSA で扱う異常事象は、配管破断や給水喪失によるトランジエント等原子力プラントの内部の原因による事象 (内的事象) と、地震や火災等プラントの外の原因による事象 (外的事象) がある。いずれの事象を起因とする場合も、炉心損傷頻度までを評価する場合をレベル 1、格納容器破損頻度とソースタームまでを評価する場合をレベル 2、環境影響の評価まで行う場合をレベル 3 と称して、各段階で種々の有益な情報が得られる。レベル 1 ではシビアアクシデントの発生を防止する上で重要な機器や運転操作はどのようなものか、レベル 2 ではその影響を緩和する上で有効な事故収束手段は何か、レベル 3 では公衆への被曝防止の観点から有効な防災対策はあるのか、といった設問に答える情報が得られる。

(2) 国内における研究

レベル 1 PSA の手法やデータは、WASH1400 以来、大きく進歩している。具体的には、1) システム信頼性評価での共通原因故障や人的因子の取り扱いについて手法やデータの整備が進んだこと、2) 外的事象の PSA 手法が進歩したことなどが挙げられる。国内では、起因事象の発生頻度や機器の故障率について電力中央研究所や原子力発電技術機構において国内プラントの運転実績データの整備が進められ、原研、サイクル機構、産業界グループにおいて PSA 手法の開発や適用研究が精力的に進められており、1992 年にはレベル 1 PSA の手順書が刊行された[9]。

レベル 2PSA では、炉心損傷事故シーケンスから格納容器の損傷に至るシナリオを同定し、その発生頻度とソースタームを定量化する。このために、格納容器イベントツリー (CET) が用いられる。CET では、事故進展に強く影響を及ぼす物理現象 (水蒸気爆発、水素燃焼、格納容器直接加熱等) の発生や、防衛システムの作動や停止、回復操作の成功や失敗等の事象が分岐点となる。WASH1400 では炉心損傷事故は必ず格納容器破損に結び付くものとし、格納容器の破損形態の相違のみを考慮した単純な CET が用いられたが、その後、前述のような物理現象に関する知見の増大、事故進展解析コードの進歩、アクシデントマネジメントのための手順の整備を反映した、50 から 100 以上の分岐を持つ詳細な CET が用いられている。レベル 1PSA におけると同様、レベル 2PSA においても、原研、サイクル機構、原子力機構、産業界グループの間で手法の開発や適用化研究が盛んに進められており、1993 年には手順書[10]が刊行された。

原研では、外的事象 PSA 研究の一環として 1985 年から「地震リスク評価手法の開発」を実施してきた。原研の地震リスク評価手法は、原子力発電所サイトで発生する可能性のある地震について地震動レベル毎の発生頻度を評価するとともに、各地震動に対する建屋等の構造物や機器の応答とその損傷の発生、そしてそれらが引き起こすシステムの機能喪失確率を評価することにより、地震を原因とする炉心損傷事故の発生頻度を求める。

(3) 国外における研究

NRC が、WASH1400 以来のリスク評価手法に改良を加え、5つの原子力発電所に対する炉心損傷事故発生頻度の評価結果と支配的な炉心損傷事故シーケンスの評価例を、1990年に NUREG1150[11]として公開した。これらは、図 4.2.1 及び図 4.2.2 に示すようにレベル 1、レベル 2 毎の結果の比較として表されている。なお、NUREG1150 では、レベル 3PSA までの評価を実施している。

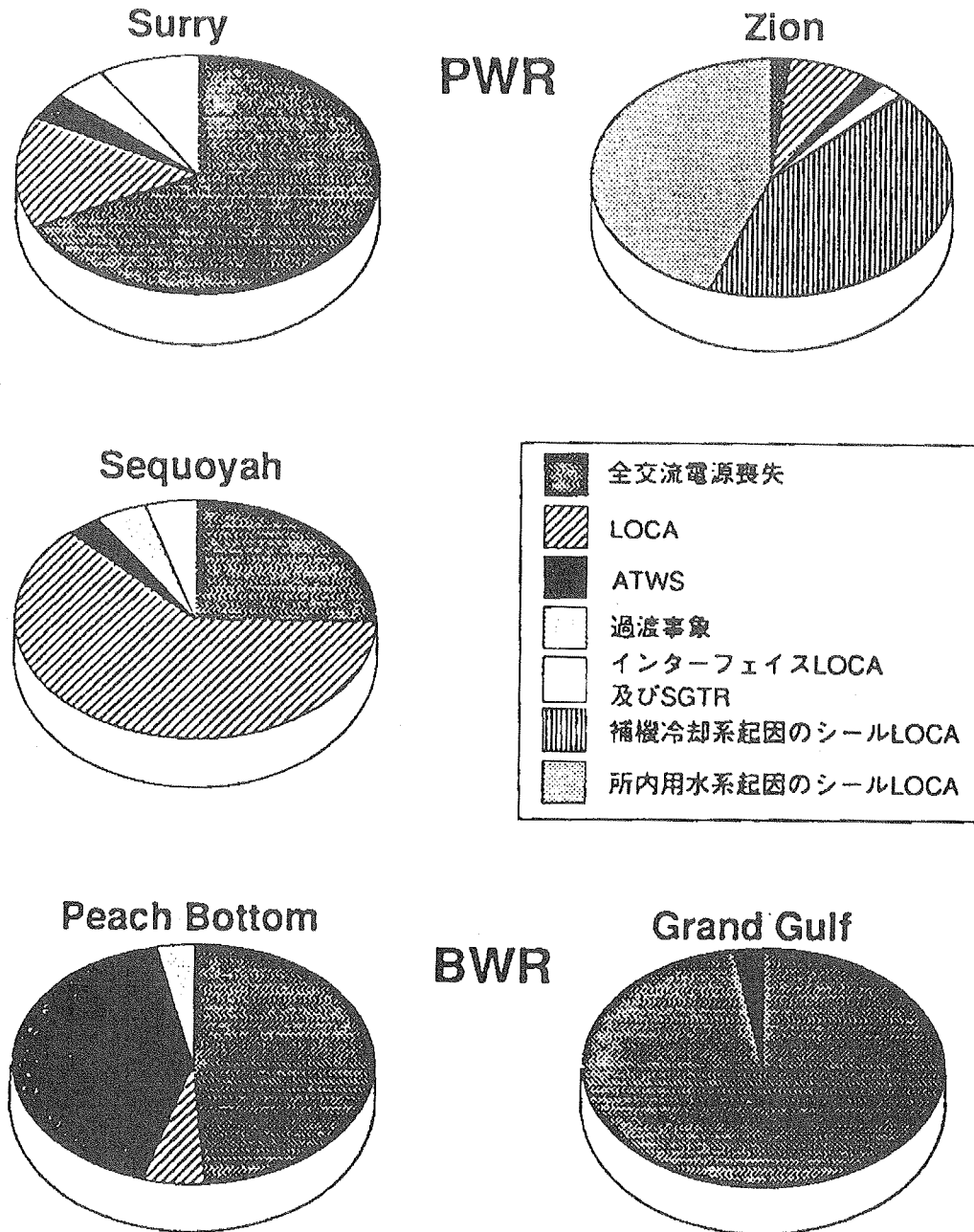


図4.2.1 NUREG-1150における炉心損傷頻度の相対的確率の評価結果(内的事象)

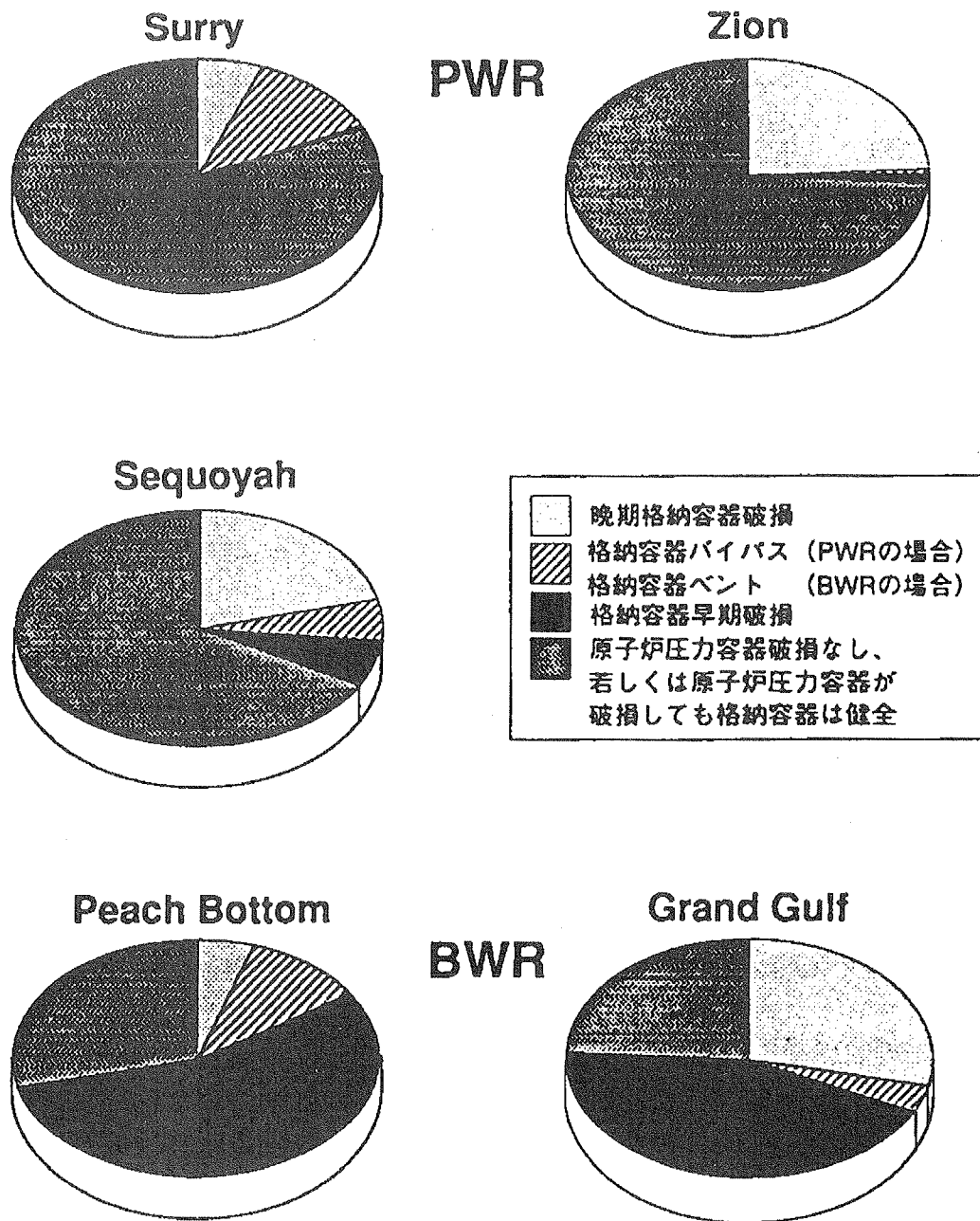


図 4.2.2 NUREG-1150における格納容器破損モードの相対的確率の評価結果(内的事象)

4.2.2 シビアアクシデントに関する計算コード

(1) 背景

1979年3月28日に、米国スリーマイル島2号機で発生した事故(TMI-2事故)は、炉心損傷規模からみて商業用発電炉における最悪・最大の事故であった。TMI-2事故については、事故の発生原因究明から汚染の除去に至るまで数多くの調査・研究が実施され、それ以降の軽水型原子力発電所の安全性向上に大きな役割を果たしてきている。

TMI-2事故の調査・研究は、米国のエネルギー省(DOE)が中心となり、米国原子力規制委員会(NRC)、米国電力研究所(EPRI)、GPUニュークリア社が協力して、「TMI-2R&D計画」として1981年から1989年にかけて実施された。日本はこの計画に、電気事業連合会が代表となり、電力10社、プラントメーカー3社(三菱、日立、東芝)、エンジニアリングメーカー2社(日揮、東洋エンジニアリング)、2法人(原研、原工試)が参加した。その後、TMI-2事故シナリオの解明にあたり、炉心溶融物が圧力容器にどの程度影響を及ぼしたかが問題となり、1988年から圧力容器を直接調べることを目的としたTMI-VIP計画がOECD主催のもとに開始され、圧力容器下部ヘッダの損傷状況の観察、下部ヘッダ堆積デブリ試料の試験、圧力容器母材試験片切り出し及び試験、貫通ノズル試験などを行った。

これにより明らかとなったTMI-2事故シナリオは次の通りである[12]。

TMI-2事故は、主給水ポンプ停止に端を発し、蒸気発生器での除熱量の低下が生じたため、1次系内圧が上昇し、加圧器逃し弁(PORV)が開放し、タービン停止の8秒後にスクラム信号により全ての制御棒が挿入された。その後1次系冷却系圧力が低下したにも拘らず、PORVが開固着し冷却水喪失が続いた。タービン停止の2分後には1次冷却系圧力の低下により高圧注入ポンプが自動起動したが、運転員は加圧器水位計の指示の上昇を見て、圧力容器内の1次冷却水保有量が十分に増加していると判断して高圧注入ポンプを手動停止した。しかし、実際は冷却水保有量は減少し、崩壊熱により炉心が加熱したと相俟って、冷却材水中の気泡が増えたことにより1次冷却水ポンプが振動し始めたため、運転員はポンプ停止した。この時、タービントリップ後100分であった。これ以後、炉心が過熱しはじめ、174分までに燃料被覆管と燃料は広範囲に、酸化、溶融、移動した。174分には、1次冷却水ポンプが再起動され、圧力容器中に冷却水が注入された途端、すでに酸化され脆くなっていた燃料棒被覆管との相互作用により燃料棒が粉碎し、デブリベッド(炉心物質の瓦層)が形成された。このデブリベッドの内部は十分に冷却されず再溶融したが、表面及び周囲

には固いクラスト（固化層）が形成された。200分において高圧注入ポンプが再起動され、炉心は冠水したが、固化層内部は十分に冷却されなかった。このため、炉心物質の約45%は溶融して、そのうち約19トンが下部プレナムに落下して压力容器下部ヘッドに堆積したことが明らかとなった。この溶融物の落下は、224分から約2分間に生じたことが圧力計等の記録により確認できた。

（2）RELAP5 コードの概要[13]

RELAP5 コードは、加圧水型軽水炉の事故時において重要となる広範な熱水力現象を模擬するための解析コードであり、原子炉の1次系、及び2次系における熱水力現象、給水系、制御系における原子炉動特性に関して、大破断冷却材喪失事故からプラント制御に関わる過渡事象までを模擬することができる。本コードは、米国アイダホ国立工学研究所（INEL）において開発され、原子炉施設の規制、安全審査及び運転指針の評価のために使用される高速汎用の軽水炉過渡解析コードである。本コードは、また、各種原子力機関、研究機関に対して、原子炉の設計、安全解析、安全審査対応のために USNRC との協定のもとに提供を受けることができる。

RELAP5 コードは、1966年にリリースが開始された RELAP シリーズの最新版である。1980年にリリースされた RELAP4/MOD7 までは過渡2相流モデルとして均質平衡流モデルが採用されており、気相と液相は同一の速度、温度を持つものとして扱われていた。これに対して、1976年に開発が開始された RELAP5 コードでは、気相、液相の温度、速度ともに独立に扱う非均質非平衡流モデルが採用された。

（3）解法の概要

RELAP5/MOD2 及び MOD3 コードは、過渡2相流モデルとして1次元の非均質非平衡流モデルを採用しており、基礎方程式は、気相、液相それぞれに対する質量、運動量、及びエネルギーの微分形式で書かれた6本の保存方程式である。従属変数は、気液両相に対して同一の圧力、ボイド率、気液各相の流速と内部エネルギーの6個である。これらの従属変数と状態方程式から各相の密度、温度、飽和温度などを求め、2相間の質量、運動量、及びエネルギーの交換を表す構成方程式が解かれ、基礎方程式にフィードバックされる。

解析対象は、ボリューム（体積要素）とそれらを結合するジャンクション（流路）からなる1次元モデルである。ボリューム内では、圧力、エネルギーなどの状態量とボイド率が定義され、ジャンクションでは流速が定義される。基礎方程式は有限差分法により数値的に積分されるが、質量及びエネルギー保存方程式はボリューム内で、運動量保存方程式はジャンクション上で積分される。

構造材内部の温度分布は、積分型で書かれた 1 次元の熱伝導方程式により計算される。熱伝導方程式は、構造材と流体の境界での熱流速を通して流体の方程式と関連させる。ただし、再冠水過程での燃料棒内部の急激な温度分布を解析するために、2次元の熱伝導方程式を解く再冠水モデルが用意されている。

(4) 利用動向

RELAP5/MOD2 及び MOD3 コードは、原子炉の安全解析や事故時の熱水力挙動に関する各種実験解析に、国内外を問わず最も広く利用されている解析コードであり、最新版である MOD3 は MOD2 を基に開発されたものである。

現在は、新型炉の解析にも広く利用されていて、INEL でもウェスチングハウス社製の AP600 において重要となる熱水力現象を MOD3 で良好に解析できるように解析モデルの改良等が進められている。

4.2.3 ヒューマンファクターに関する計算コード[3]

(1) 概況

国内のヒューマンファクター研究の動向として、人間の認知行動のシミュレーションに関する研究が、ルールベース行動から知識ベース行動をも包含する動きと、個人のシミュレーションからチーム行動のシミュレーションへと広がりを見せてきていることが目に付く。また、ヒューマンファクター研究の課題として、マンマシンシステムの評価の重要性が広く認識され始めたことが挙げられる。さらに、これまでの研究では中央制御室の運転員の行動に焦点が当てられてきたが、困難ではあるが補修作業におけるヒューマンファクターの研究にも取り組もうという流れができつつあることである。

(2) 国内における研究

原研のヒューマンファクター研究は、1989年に人的因子研究室を安全性研究の一環として発足させたところから始まる。運転員の認知行動の特性に関わるより深い知見を得るところに重点を置いた研究が進められている。また、原子力発電技術機構では、ヒューマンファクターセンターを発足させ、関連する事業を実施してきた。そこでは、人間のふるまいとそのモデル化、人間・システム信頼性評価手法、マンマシンインターフェイスなどが研究された。さらに、電力中央研究所においても、ヒューマンファクター研究センターを発足させて、関連する事業を推進させてきた。原研における研究を具体的な例にとって、以下に示す。

① マンマシンシステムの評価に関する研究

実験的な評価手法の開発の一環として、シミュレータを用いたヒューマンファクターの実験的研究、異常時における運転員のふるまいと、原子力プラントの挙動を模擬する人間・機械系動特性シミュレーションシステムの開発である。これらの実験的方法と、分析的評価の方法を組み合わせた統合的手法について検討が進められている。

② 人間の認知的ふるまいの特性に関する研究

異常診断・対応策決定などの人間の認知的ふるまいの特性（ヒューマンエラー発生メカニズムを含む）を明らかにするための認知実験や事故事例分析を行った。ヒューマンエラーのモデルに対しては、既存のモデルの検討結果を基にエラーを犯す要因のより基本的な法則性を想定することの可能性を調べて、人的過誤を予測する新たな枠組みの検討を進めている。

③ 人間信頼性評価手法の開発

これまでに行った分析評価の結果、人間信頼性イベントツリー(HRA-ET: Human Reliability Analysis - Event Tree)とオペレータアクションツリー(OAT: Operator Action Reliability Procedure)を組み合わせる SHARP(Systematic Human Action Reliability Procedure)法が最も系統的な HRA 手法と評価された。人間信頼性データについては、アイダホ国立工学研究所で開発管理されている NUCLARR(Nuclear Computerized Library for Assessing Reactor Reliability)や、スウェイン等の HRA ハンドブックに含まれるデータがあり、これらを分析評価してデータベース化する試みがなされた。

(3) 国外における研究

米国 NRC のヒューマンファクター研究は、人間パフォーマンスに関する理解を深めヒューマンエラーの原因を追求すること、そのための技術的基盤を確立するために行われる。また、米国電力研究所 (EPRI) では、1979 年の TMI 事故が起こる前から、米国の 5 原子力発電所制御室の操作性に関して、ヒューマンファクターのレビューを既に行っていたという先駆的な業績を有している。

OECD ハルデン原子炉計画 (ハルデン計画と略称) は、ノルウェー南部のハルデンに本部を置く OECD 傘下の国際協力による原子力研究機関である。原研は日本を代表して 1967 年ハルデン計画に加盟して今日に至っている。ここでは、ハルデン重水沸騰型原子炉 (HBWR、ハルデン炉) を用いた高燃焼燃料反応度実験のほか、計算機を用いたマン・マシンシステム研究が主に行われている。このマンマシン相互作用研究は、計算機を用いた様々な運転支援システム (COSS) の実験的評価に重点を置いて行われてきた。実験施設は HAMMLAB (Halden Man-Machine LABORatory) と呼ばれる。ここには、典型的な PWR を模擬したフルスコープシミュレータ NORS が装備されている。

4.2.4 事故・故障の分析・評価に関する計算コード[3]

「事故・故障の分析評価に関する研究」は、原子力発電所で実際に起きた事故・故障事例を分析・評価して、そこから得られる知見を整理し、安全規制や安全性研究に役立つ情報を提供することを目的とする。これには、①事故・故障情報の収集・分析、②重要事例の解析・評価及び③事故解析手法の整備の3つの研究項目が含まれる。これらの研究項目を一貫して行うことにより、事例の深い洞察と分析が可能になる。

上記研究を含め運転経験を今後の安全性向上に役立てることを目的した活動は、「運転経験のフィードバック(Operating Experience Feedback)」と呼ばれ、国際的にもその重要性が認識されている。例えば、国際原子力機関 IAEA 及び OECD/NEA は、各国で起きた事故・故障事例を相互に報告するためのシステムとして、「事象報告システム(IRS: Incident Reporting System)」を運営している。さらに、世界原子力発電事業者協会(WANO: World Association of Nuclear Operators)、米国原子力発電運転協会(INPO: Institute of Nuclear Power Operation)、欧州発送電事業者連合(UNIPED: International Union of Producers and Distributors of Electrical Energy)等の国際機関も同様なシステムを運営している。また、米国原子力規制委員会(NRC)は設置者事象報告(LER: Licensee Event Report)を原子力施設設置者に課している。

OECD/NEA では、各国で起きた事故・故障事象を互いに報告し合うシステムとして IRS を 1981 年から運営している。IRS の目的は、日本を含む欧米諸国 14 カ国が参加し、参加国間で運転経験情報を共有して、そこから得られる安全上重要な教訓を自国の施設の安全性向上に役立たせるということにある。IRS の運営方針は、OECD/NEA の原子力施設運営委員会(CSNI: Committee on the Safety of Nuclear Installations)の主ワーキンググループ No.1(PWG1: Principal Working Group No.1)で審議される。ここには、主として“National Coordinator”と呼ばれる各国の規制当局にある IRS 担当者が集まり、IRS は各国規制機関による事象報告システムといえる。

一方、IAEA でも旧ソ連、東欧諸国及びアジア・南米諸国をも含む 20 ヶ国により IRS を 1983 年から運営していて、1988 年には OECD/NEA の IRS と書式を統一し、定期的にレポートを交換し合うことで合意した。IAEA では、このほか国際原子力事故尺度(INES: International Nuclear Event Scale)、安全重要事象評価チーム(ASSET: Assessment of Safety Significant Event Team)、運転安全レビューチーム(OSART: Operational Safety Review Team)を運営している。

4.2.5 原子力発電プラントデータベースに関する計算コード[3]

原研では、日本国内の運転及び計画中の原子力発電プラントについて、安全審査・安全基準策定における判断に役立つ基礎資料の作成並びに安全解析に有用なデータの提供等、安全規制や安全性研究の推進に役立てることを目的とした、原子力発電プラント・データベース総合システム(PPD: Nuclear Power Plant Database)を作成している。1982年度にデータベースの概念設計、1983年度から6年計画でシステム詳細設計、データベース構築、データベース運用に関わる開発・整備を行い、その後、システムの改良及びデータの拡充を行っている。

4.2.6 緊急技術助言対応システムに関する計算コード[3]

原子力発電所において万一の事故が発生して周辺住民に影響が及ぶか、またはその恐れがある場合(緊急時)には、適切な防災対策を講ずることにより公衆への影響を最小限に抑えることが肝要である。原子力防災対策の重要な項目として、緊急時における情報の収集とその評価、放射性物質の環境への放出予測、環境放射線被曝影響の予測、退避・避難勧告等を含む防護対策の内容とその実施範囲及び時期の決定等が挙げられる。これらの項目についてできるだけ正確な情報を迅速に得るためには、近年飛躍的に発展を遂げてきている計算機技術の利用が有効と考えられ、各国で緊急時の防災計画を支援するための計算機利用システムの開発整備が行われている。日本では、原研において緊急技術助言対応システムの開発を、また、通商産業省では緊急時対応支援システムの開発を行っている。

国外においては、欧米諸国を中心にして緊急時対応に係る計算機利用システムの開発・整備が行われている。米国NRCでは、原子力発電所からの事故情報を収集し記録するためのERDS(Emergency Response Data System)システム、及びプラント内の事故状況の把握を行うためのRSAS(Reactor Safety Assessment System)システムを開発中である。

4.3 核燃料施設等の安全性に関する計算コード

核燃料施設には、ウラン鉱石の採鉱、粗製錬、精製錬を経て原材料イエローケーキの製造、UF₆ への転換、U₂₃₅ の濃縮、低濃縮 UF₆ から UO₂ 粉末への転換、粉末燃料を焼成して製造したペレットを被覆管に入れ、燃料集合体に組み上げるウラン燃料製造・加工に関わる、いわゆるフロントエンドの各施設、さらに原子炉による発電を行った後に排出される使用済燃料が通過するバックエンドと呼ばれる各施設、すなわち再処理施設、中間貯蔵施設、廃棄物処理・処分施設からなる。

これらのうち、再処理施設には、使用済燃料をせん断後、硝酸溶液に溶解し、有機溶媒と接触させてウラン・プルトニウムを FP など廃棄物と分離して、精製後には再び核燃料として再利用するための原料粉末に仕上げる工程があり、放射性物質や核燃料物質を固体、溶液、粉末など多種多様な物理的形態で処理し、化学的形態も複雑である。従って、再処理施設の安全設計・管理では、想定すべき異常・事故の種類も多岐にわたり、火災、爆発、臨界、放射性物質漏洩・放出などを考慮しなければならない。さらに、これらの再処理施設の工程に関わる安全上の諸問題は、再処理施設以外の各施設においても共通していることが多い。

従って、本章においては、核燃料施設全般を代表して再処理施設を取り上げ、そこでの安全設計・評価で用いられる基礎データや計算コードを概観する。これらの基礎データ及び計算コードは、最終的には事故時の公衆の被曝線量を評価するために活用される。

4.3.1 再処理施設の安全性評価に関する計算コード

(1) 安全評価用基礎データ[14]

米国において、核燃料施設の安全評価に用いられている基礎データとしては、ANSI-N46.5, "Criteria for Safety-Related Features on Nuclear Fuel Cycle Facilities" に掲げられているものがある。これらは、施設内部で火災、爆発、臨界事故等が起きたときに、内蔵する放射性物質の何%が放出されるか、また放出された放射性物質が換気系あるいは排気系を移行してフィルターやトラップ装置を通過して捕集されるものの割合はどの程度か、などの設問に対して安全側の評価結果を与えられるように整理して示したデータである。

この米国の標準データ、すなわち ANSI 推奨値の基となったものに、E. Walker が 1978 年に刊行した報告書、BNFO-81-2, "A Summary of

Parameters Affecting the Release and Transport of Radioactive Material From an Unplanned Incident”がある。そこでは、それまでに公刊された報告書や技術論文、基準等を調査して、実験データや評価値を収集・整理して表にまとめている。この ANSI 推奨値は、我が国の核燃料施設の安全解析にも広く用いられているが、Walker が BNFO-81-2 の報告書にも述べているように、データの導出根拠や背景について深く調査して最適推定値を与えるように導かれたものではなく、幾つかある報告値の上限を採用するなどの方法によって得られたものであり、事故解析において十分に安全側の解析結果を与えるように導かれたものである。

表 4.3.1 から表 4.3.8 まで ANSI 推奨値を、各異常・事故の種類毎に、対象核種、測定範囲、使用例、推奨値の順に整理して示す。

(2) 各種計算コード

再処理施設の安全評価用に用いられる各種計算コードを以下に示す。

ACCI-EDITOR ;

原研で開発され、火災、爆発、臨界事故時の公衆被曝線量を、上述した ANSI 推奨値を掛け合わせるにより簡易的に求める。

TRANS-ACE ;

原研で開発され、溶媒火災及び爆発事故時のセル換気系内部の熱流動、エアロゾル及び放射性物質の移行を解析する。同種のものに CELVA コードがある。

FIRIN ;

米国 PNL で開発され、火災事故時ソースタームを解析する。

FIRAC ;

米国 LANL で開発され、火災事故時のセル換気系内部の熱流動、エアロゾル及び放射性物質の移行を解析する。

FEVER ;

〔株〕三菱原子力工業で開発され、火災事故時のセル換気系内部の熱流動を解析する。

SWORD ;

〔株〕三菱原子力工業で開発され、爆発事故時のセル換気系内部の熱流動を解析する。

表 4.3.1 落下衝撃 FP 放出率 (ANSI 推奨値)

核 種	測 定 範 囲	使 用 例	推 奨 値
(a) Noble Gas Krypton-85	0.015-0.34 -	0.018-0.10 0.30	0.10 0.30
(b) Halogens Iodine-129	0.025-0.49 -	0.0032-0.10 0.30	0.10 0.30
(c) Volatile Solids (Cs, Rb, Ru)	$< 4 \times 10^{-6} - 0.80$	-	0.01
(d) Non-Volatile Solids	$< 2 \times 10^{-6} - 8 \times 10^{-4}$	$< 10^{-6} - 0.05$	0.01

表 4.3.2 液プール FP 放出率 (ANSI 推奨値)

核 種	測 定 範 囲 (放出率)	使 用 例 (放出率)	推 奨 値
<u>Boiling Pool Release</u>			
(a) Noble Gas	-	1.00	$f = 1.00^{(a)}$ DF = 1.00 ^(b)
(b) Halogen	0.09-0.90	1.00	$f = 1.00$ DF = 10
(c) Volatile Solids (dissolved)	-	0.20	$f = 0.10$ DF = 100
(d) Non-Volatile Solids (non-dissolved)	$1.3 \times 10^{-6} - 1.8 \times 10^{-3}$	$10^{-4} - 0.20$	$f = 10^{-3}$ DF = 100
<u>Evaporating Pool Release</u>			
(a) Noble Gas	-	1.00	$f = 1.00$ H = 1.00 ^(c)
(b) Halogen	0.01-0.90	0.10-1.00	$f = 1.00$ H = 100 (I ₂) /1.0 (CH ₃ I)
(c) Volatile Solids (dissolved)	-	0.01-0.20	$f = 0.01$ H = 100
(d) Non-Volatile Solids (non-dissolved)	$10^{-10} - 5.7 \times 10^{-7}$	$10^{-4} - 0.20$	$f = 10^{-4}$ H = 1000

(a) f = Instantaneous release fraction

(b) DF = Transfer release decontamination factor (Activity in liquid/activity in vapor)

(c) H = Pool release partition coefficient (Activity per vol liquid/activity per unit vol air)

表 4.3.3 火災時 FP 放出率 (ANSI 推奨値)

核 種	測 定 範 囲	使 用 例	推 奨 値
(a) Noble Gas	—	0.90 - 1.00	1.00
(b) Halogen	0.65 - 0.84	1.00	1.00
(c) Volatile Solids	$\sim 3 \times 10^{-6}$ - 0.01	0.01 - 0.90	0.01
(d) Non-Volatile Solids	$\sim 4 \times 10^{-6}$ - 0.38	0.01 - 0.60	0.01
(e) Fly Ash	$\sim 5 \times 10^{-4}$ - 0.20	0.01 - 0.05	0.01
(f) Airborne Particle Size (μ)	< 0.1 - 10	< 5	< 5

表 4.3.4 爆発時 FP 放出率 (ANSI 推奨値)

核 種	測 定 範 囲	使 用 例	推 奨 値
(a) Noble Gas	—	1.00	1.00
(b) Halogens	—	1.00	1.00
(c) Volatile Solids	—	0.001	0.01
(d) Non-Volatile Solids	9×10^{-5} - 0.14	0.01	0.01 *
(e) Airborne Material (time > 100 sec)	1.0 - 71 mg/m ³	10 - 100 mg/m ³	100 mg/m ³ (d)
(f) Airborne Particle Size (μ)	—	< 10 - < 30	< 10

*(d) Applicable to particulate material only, not to gas or volatile material release

表 4.3.5 臨界事故時 FP 放出率 (ANSI 推奨値)

パラメータ	測定範囲	使用例	推奨値
(a) Initial Pulse - Fissions	$1 \times 10^{15} - 4.68 \times 10^{18}$	$1 \times 10^{18} - 3.7 \times 10^{18}$	1.0×10^{18}
(b) Secondary Pulse - Fissions, pulse Interval	No Estimate No Estimate	$0.4 \times 10^{17} - 5 \times 10^{17}$ 10min	1.9×10^{17} 10min
(c) Total Fissions Total Time	$3 \times 10^{15} - 1.2 \times 10^{20}$ No Estimate	$1 \times 10^{18} - 1 \times 10^{20}$ 7min - 24hr	1.0×10^{19} 8hr
(d) Gas Release Fraction	No Estimate	1.00	1.00
(e) Halogen Release Fraction	No Estimate	0.25 - 1.00	0.25
(f) Solid Release Fraction	No Estimate	0.001 - 0.20	*
(g) Material Release Fraction	No Estimate		*

* Use applicable Reg Guide Recommendations

表 4.3.6 粒子フィルター FP 透過率 (ANSI 推奨値)

フィルター種類	測定範囲	使用例	推奨値
(a) HEPA 1st Stage	96.0 - 99.999	99.0 - 99.99	99.9
2nd Stage	99.976 - 99.992	99.0 - 99.9	99.0
3rd Stage	99.49 - 99.99+	99.8 - 94.0	99.0
4th Stage	-	83.0	83.0
(b) Sand Filter Bed	99.60 - 99.999	99.0	99.0
(c) Fiber Glass - Deep Bed	70.0 - 99.995	90.0	90.0

表 4.3.7 ハロゲンフィルターFP透過率 (ANSI 推奨値)

フ イ ル タ	測 定 範 囲	使 用 例	推 奨 値
<u>Inorganic Adsorber</u> (Ag-KTB) (*)			
I ₂ - Low Loading ^(h)	99.0 - 99.9997	-	99.0
I ₂ - High Loading	57.0 - 76.0	-	50.0
CH ₃ I - Low Loading	80.0 - 99.9997	-	99.0
CH ₃ I - High Loading	45.9 - > 99.0	-	50.0
<u>Silver Zeolite</u>			
I ₂	99.0 - 99.99+	-	99.0
CH ₃ I	90.0 - 99.999	-	99.0

(h) Low Loading < 50mg I₂ or CH₃I / gm - Adsorber (*) 銀シリカゲル

表 4.3.8 その他メカニズムのFP放出率 (ANSI 推奨値)

デ ー タ 項 目	測 定 範 囲	使 用 例	推 奨 値
(a) Resuspension Factor (m ⁻¹)			
Indoors	10 ⁻² - 3 × 10 ⁻¹⁰	10 ⁻³ - 10 ⁻⁴	10 ⁻⁴
Outdoors	10 ⁻³ - 2 × 10 ⁻¹¹	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴
(b) Plateout ⁽ⁱ⁾			
Iodine (time < 2 hr)	DF = 10 - 100	DF = 2 - 10	NR
Particulate dia. > 10 μ	DF = 1 - 4 × 10 ⁵	DF = 1.0 - 5.5	NR
(c) Pool Decontamination (%)			
Gas	-	DF = 1.0 ^(j)	DF = 1.0
I ₂	2 × 10 ⁻³ - 0.14	= 100	= 100
CH ₃ I	-	= 1.0	= 1.0
Solids	~ 0 - 0.04	= 100	= 100

4.3.2 確率論的安全評価に関する計算コード

(1) 再処理施設の確率論的安全評価の特徴

再処理施設の確率論的安全評価研究を実施する際に、原子炉の場合と異なる特徴の一つとしては、利用すべきプラントデータが少ないことが挙げられる。世界中を見渡しても使用済燃料を自国で再処理して再び原子炉で燃焼させるという政策を取っている国は、日本以外にフランス、ロシアなど数少ない。アメリカでは、ワンスルー方式により使用済燃料をユッカマウンテンの地中深く直接処分する計画である。ドイツでは、使用済燃料を自国で再処理する計画を放棄している。日本では 2010 年に六ヶ所再処理施設が運転開始する予定であるが第 2 号の民間再処理施設の建設はまだ決定されていない。再処理により核燃料をリサイクルする政策を本格的に採っているフランスでさえも、実用再処理施設の数も UP2、UP3 と数えるばかりである。

原子炉と異なる第 2 の特徴としては、再処理プラントの複雑性、また、それ故に潜在する事故の多様性が挙げられる。再処理施設においては非密封の放射性物質あるいは核分裂性物質が、多種多様な工程において種々の物理的及び化学的形態をとり、また有機溶媒などの可燃性物質と直接接して処理され、機器・塔槽類及び配管内部に広く分布している。従って施設の運転状態に異常が生じた場合、その程度によっては、臨界事故、火災、爆発、漏洩のような事故に発展する可能性が存在する。

第 3 の特徴として、運転時の処理・操作は常温・常圧で行われ、施設に内包するエネルギーは発電炉と比較してはるかに少ない。

(2) 我が国の規制上の要求に関わる確率論的安全評価の現状

我が国においては、再処理施設の安全審査において確率論的安全評価を行うことは要求されていない。しかしながら、「再処理施設安全審査指針」の中の指針 3「安全評価」において設計の妥当性を確認するため設計基準事象を選定して事故時の安全評価を行うことが求められている。この設計基準事象としては、火災・爆発・臨界事故などいくつかの代表的な事象を掲げており、「発生の可能性との関連において」選定すべきこととしている。

(3) 原研における研究

上記の「再処理施設安全審査指針」の指針 3「安全評価」においては、代表事例として掲げられているいくつかの設計事象の中には、高レベル廃液貯蔵タンクの冷却能喪失事故が含まれていない。従って、これらの選定・非選定の設計事象について、「発生の可能性との関連において」その妥当性を示

おく必要がある。原研においては、以上の観点から再処理施設のモデルプラントを対象にして、1985年以來、確率論的安全評価の研究を実施した。

再処理施設確率論的安全評価研究を実施する上で、最初に障害となったのはモデルプラントをどうするのかという問題である。これに対しては、過去に再処理パイロット施設運転の経験があり、民間初の再処理施設となる計画が挫折して放棄されたドイツのWAK350のプラント設計データを利用することとした。計算コードもドイツで開発された核燃料サイクル施設のリスク解析コードSTAR及びフォールトツリー解析コードFTLを導入した。

これまでに、再処理施設事故時のソースターム評価の対象とすべき事故シーケンスの選定に資するため、ドイツのモデルプラントを対象にした事故シーケンスの分析とその発生頻度評価を行った。すなわち、「高レベル廃液貯蔵タンクの冷却能喪失事故のフォールトツリー解析」、「プルトニウム蒸発缶のレッドオイル爆発事故のフォールトツリー解析」及び「抽出パルスカラムにおける臨界事故のフォールトツリー解析」を行った。また、「高レベル廃液貯蔵タンクの冷却能喪失事故」の解析においては、各事故シーケンスに関わるFP環境放出および公衆被ばく量を、STARコードに簡単な放出モデルを組み込んで予備的な評価を実施した。これらの解析によって、以下に示す事項が明らかとなった。

- (ア) 事故発生頻度等の解析結果は、必ずしも我が国の再処理施設にそのまま当てはまるものではないにしても、近代的な設備を有する再処理施設における事故発生頻度の凡その値を把握することができた。
- (イ) 同時に、これらの結果が施設の設計に非常に強く依存することが示された。
- (ウ) 再処理施設では、平常時の放射性物質の環境への放出による公衆被ばくが大きな割合を占めており、事故時のリスクに比べて1～2桁も大きい。
- (エ) 一般に、プラント運転期間中のプラント状態の推移、たとえば、予備機切り替えによる装置の運転中の保守の有無、あるいは、運転中の故障率あるいは修理時間の変化等に対応して、事故の発生頻度も時間的に推移する。また、機器が故障してもある好ましくない事象に進展するまでに時間余裕がある場合には、その時間余裕内に機器が修復されれば、その好ましくない事象は顕在化しない。特に再処理施設では一般的に事象の進展が緩慢なことから、機器故障により異常・事故事象が発生した場合、当該故障機器を修復できる可能性が比較的高いと考えられる。このため、原研においては、PSAを現実的に行うために要素モンテカルロ法シミュレーション解析プログラムTITANを

開発した[15]。例として、プルトニウム蒸発缶のレッドオイル爆発事故を取り上げれば、図 4.3.1 に示すようなプルトニウム精製最終サイクルの工程においてプルトニウムをキャリアオーバーした有機相が水相と共に 2 相流となって蒸発缶に流れ込み、レッドオイルに変成したものが爆発に至るまでには相当な時間がかかる。これには、関係する機器や装置の故障に始まって、有機相と水相の混合溶液が各種の中間槽や計量槽に保持される時間、レッドオイルに変成するまでの時間などの時間的余裕があり、運転員は異常に気づいて回復操作を行えることが十分に考えられる。図 4.3.2 に示す事象進展状況に対して、TITAN を用いることにより現実に即した事故発生頻度が解析できる。

原研以外の国内における研究では、(財)原子力発電技術開発機構 原子力安全解析所では、再処理施設の総合的な安全確保の観点から P S A 手法の整備を実施している。すなわち、事象進展が原子炉施設と比較すると緩慢であることによる時間余裕の検討や、機器故障時対応の操作手順の評価を行うために関連するツールや解析モデルの検討を行っている。例えば、セル内火災の事象進展シナリオを用いて、換気空調系が停止した場合に起きる自然循環の解析手法、発生したミストの凝縮、蒸発が沈着に与える影響、臨界事故時の短半減期核種の減衰についてプロトタイプを作成して評価した。また、発生頻度評価上、時間要素を組込むためのシステムデータ領域部の拡張を行った。ただし、これらの時間要素を考慮した事故発生頻度評価法は、古典的なマルコフ過程の取り扱いによりシャノン線図を駆使したものに止まっている。

また、国外においてはイギリスが積極的に確率論的安全評価手法の研究を進め、セラフィールド再処理工場の 設計・安全審査に研究成果を活用している。米国においても、核燃料施設の設計においても原子炉における総合的安全評価が重要であるという観点から、確率論的安全評価を取り入れている。ただし、これらの確率論的安全評価においては、原子炉におけると同様なフォールトツリー/イベントツリー手法を用いている。ただし、時間余裕の故障率への影響評価に関しては行ったことが無いようである。

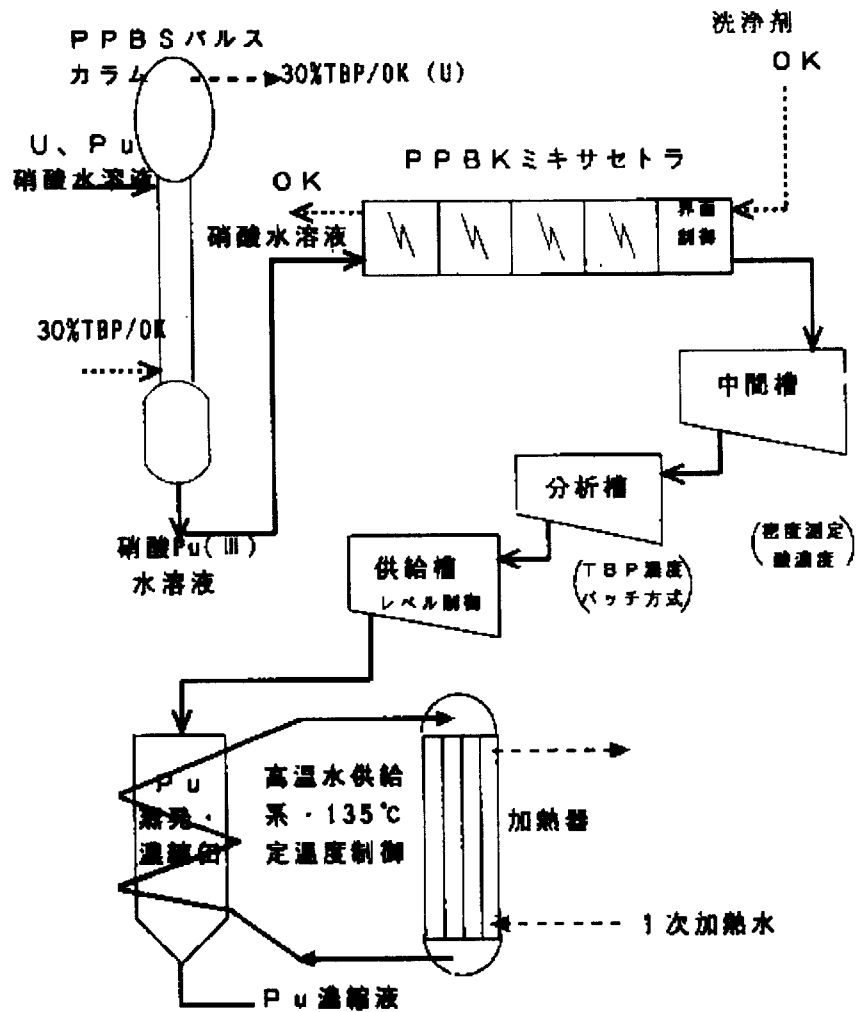


図 4.3.1 プルトニウム最終精製サイクル工程モデル

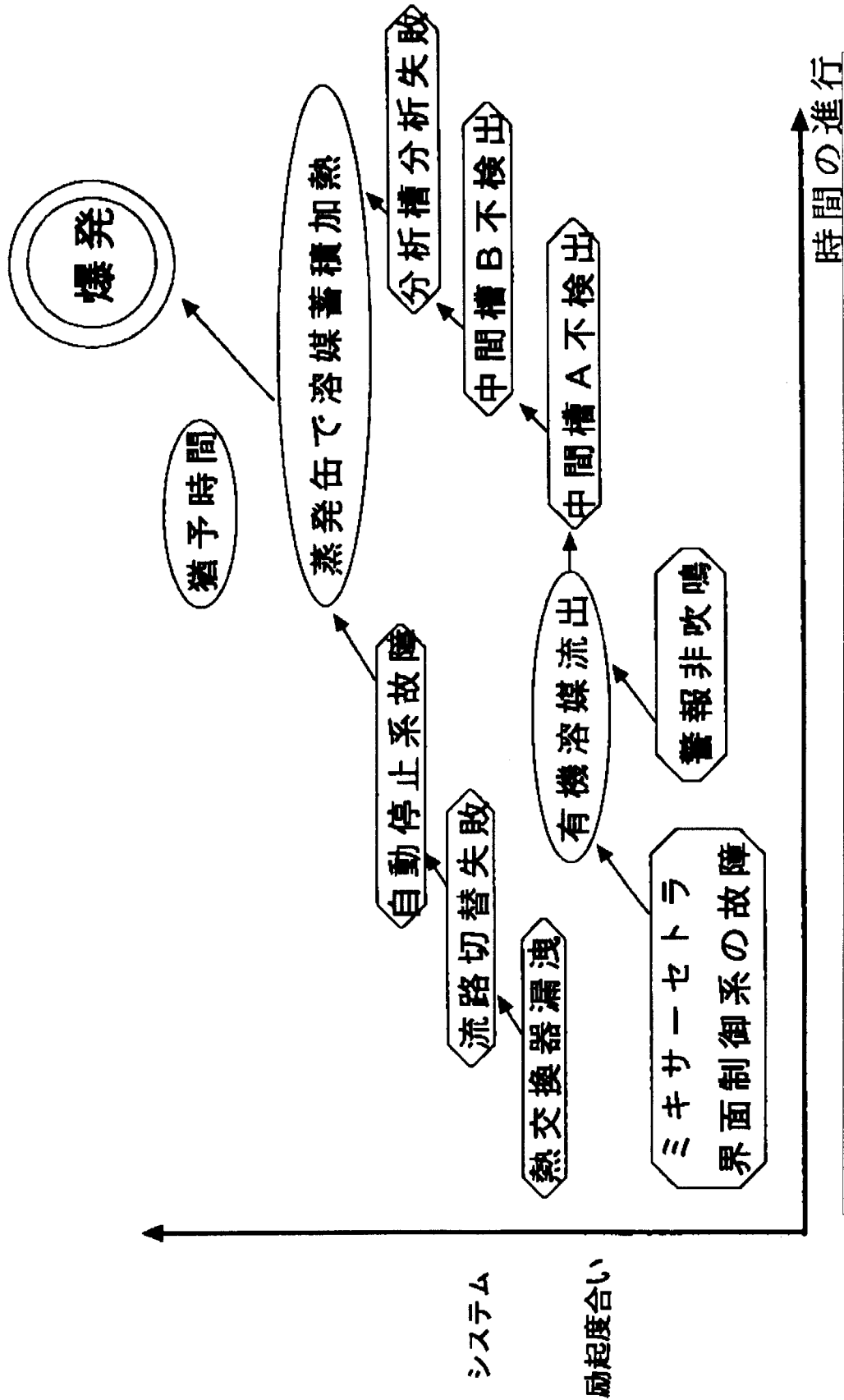


図 4.3.2 プルトニウム蒸発缶におけるレッドオイル爆発シナリオ

4.4 環境影響評価に関する計算コード[3]

ここでは、確率論的安全評価(PSA: Probabilistic Safety Assessment)のレベル3で用いられる確率論的環境影響評価(Probabilistic Environmental Consequence Assessment)用コードを対象に、評価手法の開発・利用経緯、評価手法の一般的構成、及び評価手法の相互比較について述べる。

(1) 評価手法の開発・利用経緯

原子炉施設の設置に際しては、規則要件として、通常運転時、想定事故及び仮想事故時に対して、決定論的手法を用いて施設の稼動に伴う公衆への放射線影響(具体的には線量当量)が評価され、基準を満足することが要求される。安全審査に用いられるこのような公式な評価手法は、原子力開発の初期から広範な研究開発及び改良が進められ、既に確立されている。また、我が国の原子炉施設の長年にわたる稼動経験から、施設から環境に放出される放射性物質による環境汚染のレベル、及びそれらの汚染から推定される公衆の被曝線量(線量当量)のレベルは、安全審査における評価結果を十分に下回ることが明らかにされてきた。現在では、このような十分に安全側の評価結果を与えるように設計された評価コードと一線を画して、安全裕度の定量的な把握を目的とした、より現実的な評価結果を与える評価手法の研究開発が進められている。

一方、原子炉施設の設置に伴う潜在的な影響を確率論的に評価する研究、すなわち確率論的安全評価研究も進められている。そこでは、サイト選定、緊急時対応計画、施設設計の最適化などに寄与する基本的情報の提供を目的に、レベル3 PSAとして原子炉事故を想定した場合の公衆に対する潜在的環境影響が評価される。原研ではTMI事故を契機にして、確率論的環境影響評価手法の研究開発が開始され、現在までに経済損失を評価する部分を除いて計算コードOSCAARが完成した。

(2) 評価手法の構成

確率論的環境影響評価では、年間の気象条件を確率論的に取り扱い、放出源情報に基づいて被曝線量(個人及び集団の線量当量)、健康影響(個人及び集団の早期影響と晩発性影響)、防護対策による影響緩和の効果、経済損失などが解析される。評価手法は、評価の前提条件(規制基準、防護対策、社会環境条件など)が国によって異なることと、モデル構築に対する考え方が開発研究者によって若干相違が見られることから、各国ではそれぞれ独自の計算コードが開発されている。しかしながら、基本的には、上に述べた解析項目に対応できるように計算コードが構築されることから、コードの構造は図4.4.1に示すようなものとなっている。

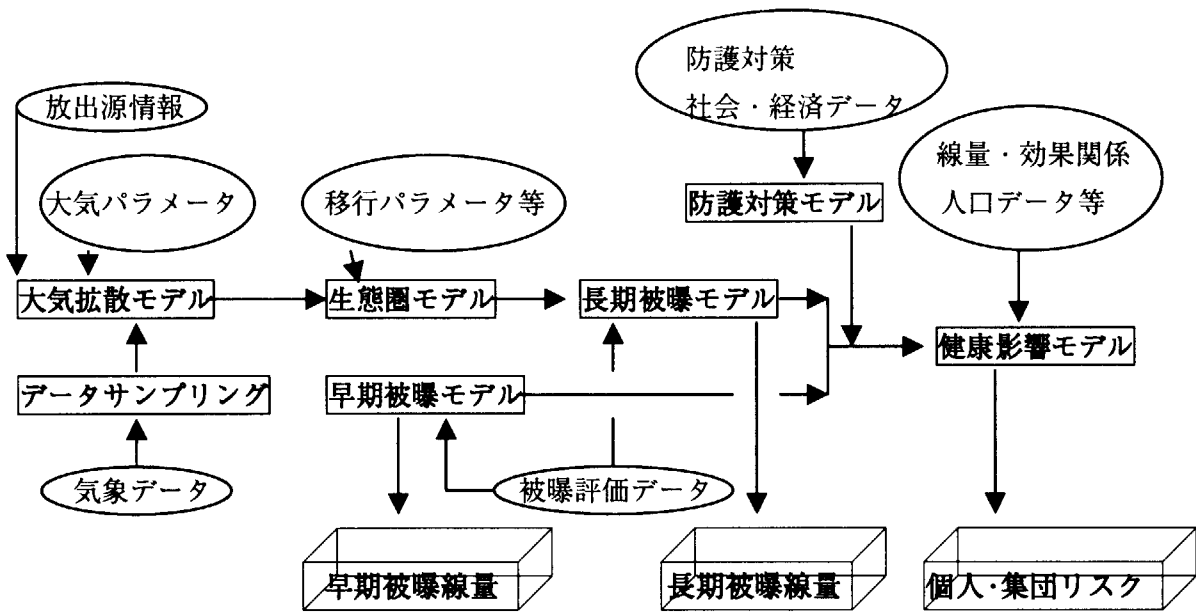


図 4.4.1 (1) 確率論的環境影響評価手法の基本的骨格と評価の流れ

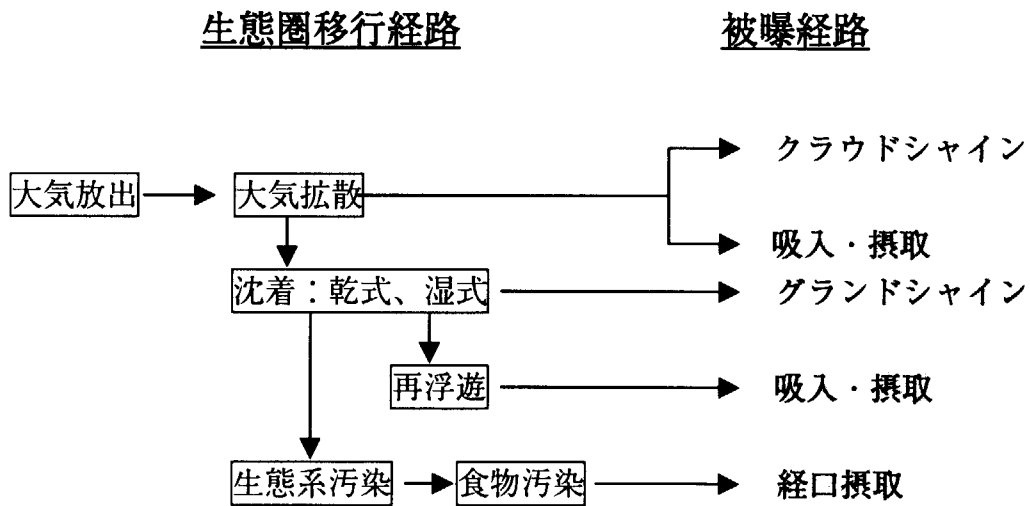


図 4.4.1 (2) 事故放出核種の生態圏移行と被曝経路

5. おわりに

我が国の核燃料サイクルシステムにとって、昨今の旧動燃のアスファルト固化工場での爆発事故や(株)JCO のウラン転換施設での臨界事故は、一般公衆が認識を新たにする上で計り知れない影響を与えた。それと同時に、原子力エネルギーが我が国のエネルギーセキュリティに果たす役割も見直された。現今 21 世紀の節目に当たり、2005 年の民間第 1 再処理工場の稼働、2007 年頃の MOX 燃料加工施設の運転計画、2010 年の使用済燃料中間貯蔵施設の運転開始、2030 年頃の高レベル放射性廃棄物処分場開設計画など、我が国の核燃料サイクルシステムは着々と進展しつつあるように見える。

本報告書は、このような流れの中で、核燃料サイクルシステムをもう一度見直し、もっと安全性が確保された、放射性廃棄物の発生量の少ない、核不拡散上の考慮からプルトニウム保持量の少ないシステムが考えられないかという設問に対して、有力な手法とデータを提供するように意図したものである。もとより手法の記述や参考データの取り扱い範囲は紙面の都合上、限られたものであり、詳細に調査したい場合には元の文献に立ち返って調べる必要がある。ここでは、当面重要と思われる事項について簡約して述べたものに過ぎない。

本報告書を取りまとめるに当たり、多くの方々にご協力、ご助言を戴いた。特に、燃料サイクルシステムの総合評価手法及び物流評価手法の開発では、(株)三菱総合研究所の中島清氏、進藤裕二氏、ならびに核燃料サイクル安全性評価用基礎データの調査では(株)ナイスの内藤俣孝氏には、ここに名前を挙げさせていただき、深く感謝の志を述べることにしたい。

参考文献

- [1] 玉置等史、中島 清、幾島 毅、野村 靖、「燃料サイクルシステムの総合的比較評価手法の開発」、JAERI-Tech 98-008 (1998)。
- [2] 玉置等史、進藤裕二、野村 靖、「燃料サイクルシステムの物流評価手法の開発」、JAERI-Tech(2001 予定)。
- [3] 日本原子力研究所委託調査報告書、「核燃料サイクル安全性評価用基礎データの調査」、(財)高度情報科学技術研究機構、(1995 - 1999)。
- [4] 日本原子力産業会議編、「(1999-2000)原子力年鑑」(2000)。
- [5] 通商産業省資源エネルギー庁編、「原子力発電便覧」(1999)。
- [6] Y.Nomura and F.Kunugita, "Spent Fuel Management in Japan," IAEA-TECDOC-1089, "Storage of Spent Fuel from Power Reactors," Proceedings of a symposium held in Vienna, 9-13 November 1998.
- [7] 原子力安全委員会、放射性物質安全輸送専門部会、「IAEA 放射性物質安全輸送規則の国内規則への取り入れについて」、平成 12 年 1 月 21 日原子力安全委員会。
- [8] USNRC: "Reactor Safety Study," WASH-1400 (1975).
- [9] 原子力安全研究協会編、「確率論的安全評価 (PSA) 実施手順に関する調査検討-レベル 1PSA、内的事象」、(1992)。
- [10] 原子力安全研究協会編、「確率論的安全評価 (PSA) 実施手順に関する調査検討-レベル 2 PSA、内的事象」、(1993)。
- [11] USNRC, "Severe Accident Risks : An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants, Final Report," NUREG-1150 (1990).
- [12] Y. Nomura and J. L. Anderson, "Analysis of the Refill Phenomena during the Three Mile Island Unit 2 Accident," Nucl. Technol. 87, pp912-pp925 (1989).
- [13] V.H. Ransom et al., "RELAP5/MOD2 Code Manual Volume 1 : Code Structure, System Models, and Solution Methods," NUREG/CR-4312 (1985).
- [14] 野村 靖、鈴木篤之、金川 昭編、「再処理施設安全評価用基礎データ」、JAERI-M 90-127 (1990)。
- [15] 野村 靖、玉置等史、金井 茂、「TITAN:要素モンテカルロシミュレーション事故解析頻度解析プログラム」、JAERI-Research 2000-020 (2000)。

付録 I 核燃料サイクルシステムの総合的比較評価の例

ここでは、ワンススルー、サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルの 3 個の核燃料サイクルシステムを対象に、本文 2.2 節に記載した AHP 手法によって総合的に比較評価し、最適な燃料サイクルシステムを選択するという例題を取り上げる。階層構造モデルは本文図 2.4 に示した通りである。作成した計算プログラムの手順に従って試算を行う。なお、ここでの総合比較評価結果は、2,3 名の作業員から得られた試験的な評価結果であるため、参考にとどまるものである。実際の評価においては、複数の有識者や専門家の判断を集約する必要がある。

I.1 判断要素の重み付け

総合指標及び個別指標に関わる判断要素の一对比較を行う。図 I.1 に判断要素の一对比較結果を図示する。これにより各判断要素の重みは次のように評価された。

社会面:0.25(国民性:0.58、文化レベル:0.14、自然環境:0.28)

経済性:0.10

安全面:0.43(施設安全:0.03、従業者安全:0.31、公衆安全:0.54、環境安全:
0.12)

技術面:0.06(完成度:0.30、将来性:0.09、クリーン性:0.62)

政策面:0.16(核不拡散政策:0.11、エネルギー政策:0.57、環境保護政策:0.32)

これから、安全面の判断がもっとも重要視されていて、次いで社会面、政策面の順となっている。安全面に関しては公衆安全からの判断が重要視されている。また、社会面からは国民性、政策面からはエネルギー政策が重要視されているのが分かる。

I.2 燃料サイクルシステムのオプションの比較

ワンススルー、サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルのそれぞれの特徴は、

● ワンススルー

軽水炉からの使用済燃料を再処理した後、リサイクルしないで処分または、貯蔵するもの、

● サーマルサイクル

軽水炉からの使用済燃料を再処理した後、回収ウランとプルトニウムをリサイクルし、MOX 燃料として軽水炉で利用するもの、

● ファーストブリーダーサイクル

軽水炉からの使用済燃料を再処理した後、回収ウランとプルトニウムをリサイク

ルし、MOX 燃料として高速炉で利用するものである。

これらのオプションに対して、以上の事項が集約される。

- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルはワンスルーに比べ、天然ウランの消費量が少ない。
- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルはワンスルーに比べ、高レベル放射性廃棄物の発生が多くなる。
- ワンスルーの場合は、使用済燃料を再処理した後、直接処分するのに対して、サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルの場合は MOX 燃料として再利用できる。
- ファーストブリーダーサイクルの場合、サーマルサイクルおよびワンスルーに比べてプルトニウム生産量が多い。

以上を念頭において、ワンスルー、サーマルサイクル、およびファーストブリーダーサイクルの各々に対して、個別指標の判断要素に関する一対比較を行う。このとき、総合指標となる判断要素ごとの考慮すべき事項を以下に示す。

(1) 社会面

社会面からの判断においては、以下のような事項を考慮した。

- 我が国は資源小国でありかつエネルギー多消費国であり、核燃料の安定供給の確保が重要である。
- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルにはプルトニウムおよびウランのリサイクルによって、ウラン資源の有効利用につながる。
- 国民の7割が原子力発電の必要性を認めている[1]。

以上の点を考慮しながら一対比較を行うと、国民性、自然環境の観点からはファーストブリーダーサイクルが最もよいと判断され、社会面全体としては、ファーストブリーダーサイクル、サーマルサイクル、ワンスルーの順番で重みが決定された。

(2) 経済面

経済面からの判断においては、OECD/NEA による「核燃料サイクルの経済性」(3)(1994年)に示されているデータを参考とした。サーマルサイクル、ファーストブリーダーサイクルでは、回収ウランとプルトニウムのクレジットがあるのだが、MOX 燃料加工費が必要となるため、ワンスルーに比べ費用は多くなる。よって、ワンスルーが最も重みが高く、サーマルサイクルとファーストブリーダーサイクルは同じ重みとした。

(3) 安全面

安全面からの判断においては、次のような事項を考慮し、一対比較を行った。

- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルではプルトニウムを取り扱う MOX 燃料加工施設が必要となる。
- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルは、ガラス固化廃棄物の量がワンスルーに比べて多くなる。

以上のような点を踏まえて一対比較を行った結果、公衆への安全に関して、ワンスルーは他の二つに比べ大きく有利な結果を示した。施設安全、従業者安全などの他の項目に関しては、ほぼ同じと見なした。安全面としては、ワンスルーが適切であると判断された。

(4) 技術面

技術面からの判断においては、以下の事項を考慮した。

- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルでは、プルトニウムを取り扱う MOX 燃料加工施設が必要であるが、現在のところ MOX 燃料加工事業は確立していない。
- サーマルサイクルおよびファーストブリーダーサイクルはプルトニウムおよび回収ウランを有効利用する点で、技術的にみて将来性が高い。

以上のような点を踏まえた結果、技術の完成度に関しては現状の技術を考えると、ワンスルーが優位である。また、将来性に関しては、ファーストブリーダーサイクルが有望視されているので、一対比較結果にも反映されている。技術面としてみた場合には、ワンスルーが一番重みが大きかった。

(5) 政策面

政策面～の判断においては、以下の事項を考慮した。

- 新原子力長期計画においては、明確にプルトニウムのサーマルサイクル利用の方針が示されている。
- サーマルサイクルは、プルトニウムの蓄積が抑制できるため核不拡散の観点からは有効である。
- ファーストブリーダーサイクルはプルトニウムの生産量が他のオプションに比べて多くなるため、核不拡散の観点からは不利である。

以上のことを踏まえて、一対比較を行った。核不拡散の観点からはやはりサーマルサイクルが優位であったが、エネルギー政策の観点においては、ファーストブリーダーサイクルが圧倒的に優位となり、政策面としてみたときには、ファーストブリーダーサイクルが優位となる結果が得られた。これらを、図 1.2 に各オプションのごとの判断要素別重要度比較として図示する。

I.3 最適な燃料サイクルシステムオプションの選定

I.1 節、I.2 節で行った結果をまとめて、総合的に比較評価された最適な燃料サイクルシステムのオプションを選定する。個別指標に関わる判断要素における各オプションの評価結果は、総合指標に関わる判断要素に内包される形でまとめられてゆく。総合評価に関わる判断要素での一対比較の結果、安全面が一番重要視されているので、安全面からみた燃料サイクルシステムのオプションで一番優位であったワンスルーが優位であるが、2番目、3番目に重要視される社会面、政策面で優位を示したファーストブリーダーサイクルが、最終的には最適なオプションであることが定量的に示された。図 I.3 にその結果を図と表で示した。

上に述べた結果は、評価者も限定された試験的な評価であることに留意すべきである。今後は、複数の有識者や専門家の判断を集約した評価を行う必要がある。また、複数の評価者による評価を行うには、インターネットを利用した評価システムの構築が有効であると思われる。場合によっては、比較的少人数の専門家あるいは有識者の間で検討、抽出した判断要素を用いることも考えられる。

データベースに関しては、今後も評価に必要な情報を順次収集、蓄積、時にはデータの予測を行えるような計算プログラムを用意してゆく必要があると思われる。また、今回開発した評価システムでは、基礎知識・経験データベース、施設情報データベース、評価システムは独立に用いられるので、簡単に引用するためのインターフェイスを構築してゆくことも今後の課題として考えられる。

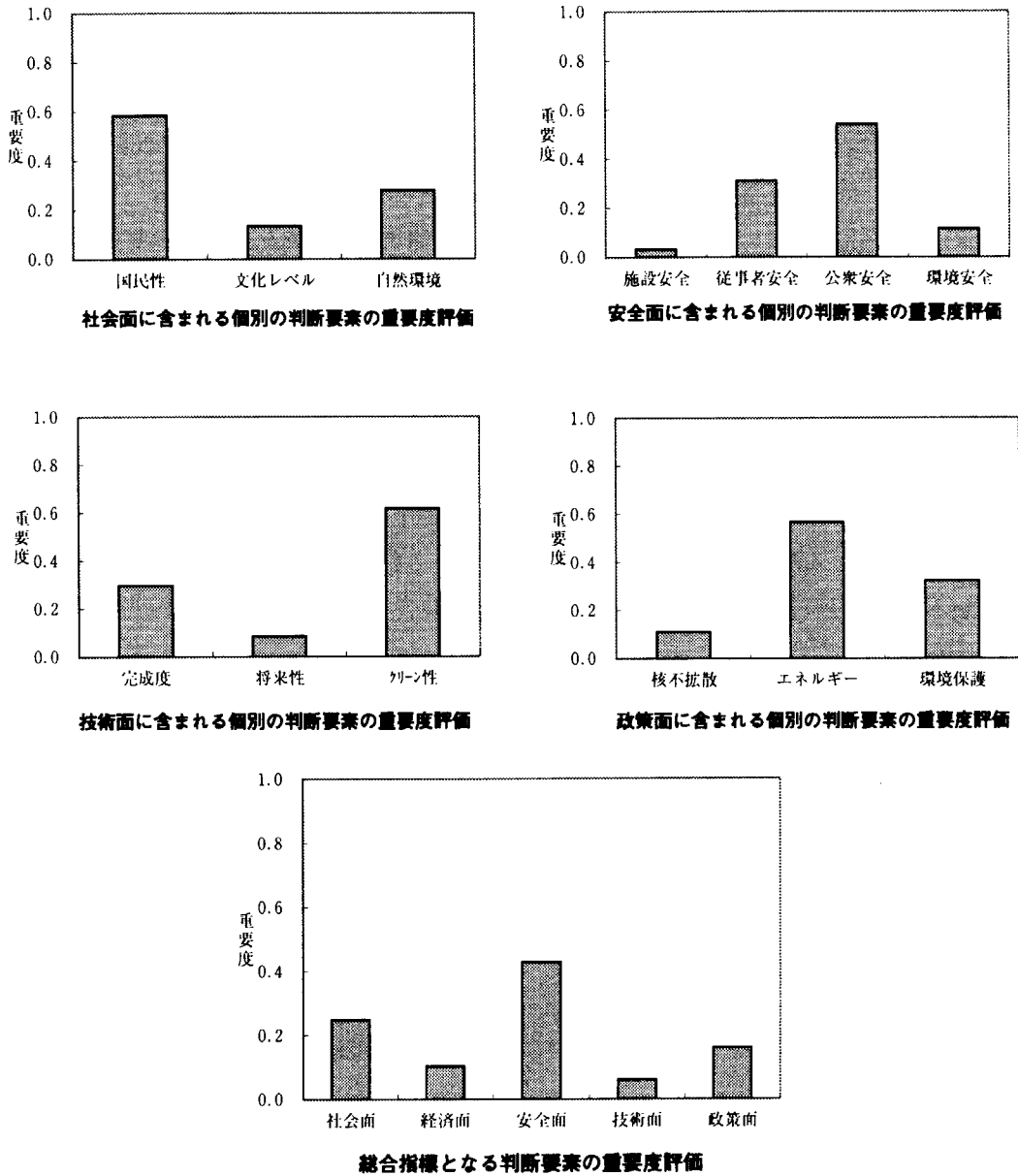


図 1.1 個別指標及び総合指標となる各判断要素の重要度評価結果

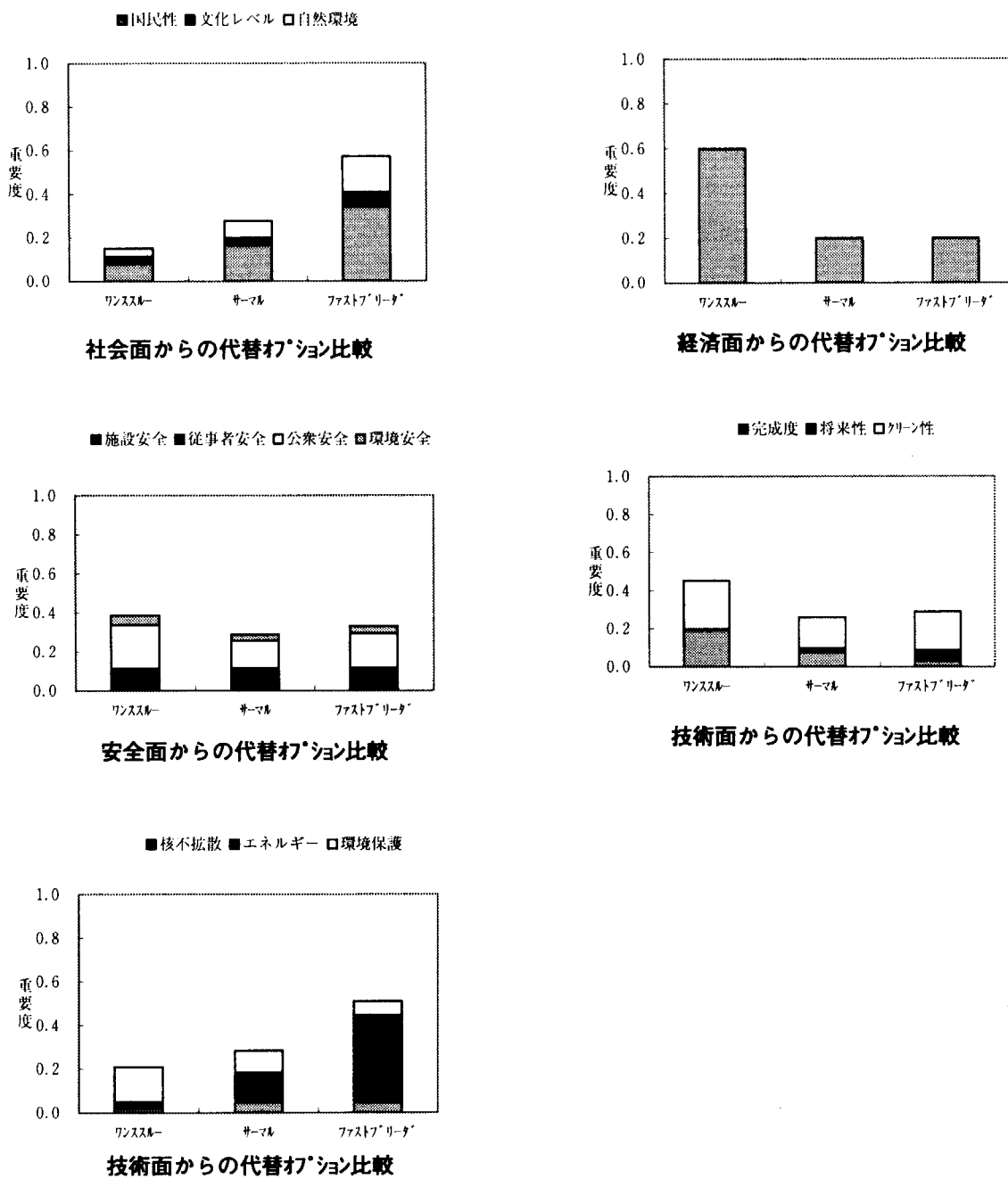


図 1.2 核燃料サイクルオプションの重要度評価結果

総合評価	社会面	経済面	安全面	技術面	政策面	ウェイト
ワンスルー	0.04	0.06	0.16	0.03	0.04	0.33
サーマル	0.07	0.02	0.12	0.02	0.05	0.27
ファストブリーダ	0.14	0.02	0.14	0.02	0.08	0.40
						1

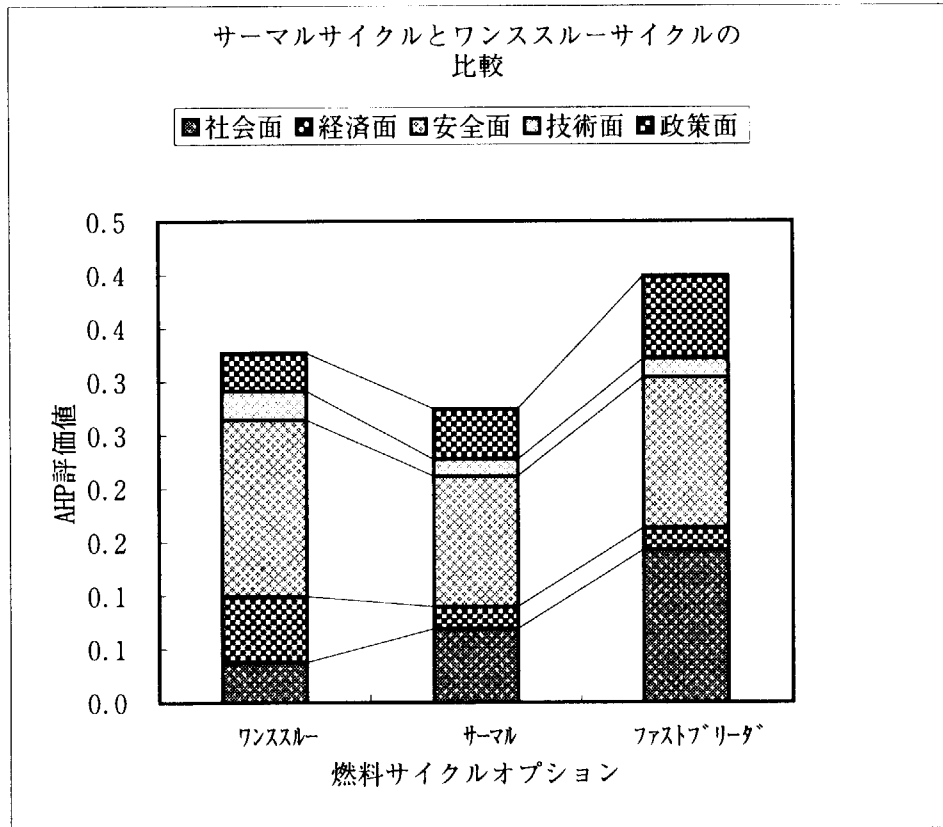


図 I.3 総合評価結果

付録Ⅱ 核燃料サイクル物流評価の例

本文に述べた方法に従って、**mateFlow** 計算コードにより、核燃料サイクル物流評価を行った例について下記に述べる。

1) 入力データの収集

このシステムでは、物流計算例を行うための入力データの収集方法が重要である。

データ収集の参考文献等を以下に示す。

1. 新規容量 : 現在稼働中の原子炉 (原子力発電便覧)
: 原子炉建設予定 (原子力発電便覧 [電源])
: 将来の原子力による電気の需要量 (原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画より逆算)
2. 平均燃焼度 : 原子力発電便覧 [その他]
3. MOX燃料比率 : 原子力発電便覧 [核燃料]
4. U燃料加工施設 : 原子力発電便覧 [核燃料]
5. MOX燃料加工施設 : 原子力発電便覧 [核燃料]
6. U濃縮施設 : 原子力発電便覧 [核燃料]
7. 転換U生産能力 : 原子力発電便覧 [核燃料]
8. 天然U新規 : 0とする
9. 燃料中間貯蔵最大能力: 原子力発電便覧 [核燃料] にどこにいくら貯蔵されているかは記載されているが貯蔵施設としては発電所内等の容量も有り正確にはわからない。
10. 廃棄物処分施設
最大貯蔵能力: 原子力発電便覧 [核燃料] (ただし、ガラス固化体の本数として記載されている)
11. 熱効率 : 原子力発電便覧 [その他]
12. 初期炉心燃料の最初の排出時間: 運転実績参照
13. 平行炉心での炉内滞留時間 : 平均燃焼度と比出力より算出
14. 原子炉耐用年数 : 高経年化に対する取り組みにより変動するのでとりあえず50年
15. 処理時間の遅れ : 運転実績参照
16. 工程のロス率 : 運転実績参照
17. 濃縮ウラン濃度 : 原子力発電便覧 [その他]
18. テイルウラン濃度 : 原子力ポケットブック
19. 原子炉負荷係数(設備利用率) : 原子力発電便覧 [その他]

注) [] 内は原子力発電便覧の章の略称を示す。

2) 計算例

以下に、それぞれのデータを基に計算した計算例の入力データ及び出力例を示す。プログラムは、EXCELで組まれており、入力データはシート毎に分かれている。シートとその内容と表番号の対応を記す。

(シート名)	(内 容)
ISHEET0	計算コントロールパラメーター ==> このシート
ISHEET1	新設容量、比出力、燃焼度、MOX比率
ISHEET2	燃料加工施設、再処理施設の処理能力
ISHEET3	U濃縮施設能力、天然U生産量、天然U埋蔵量、 燃料中間貯蔵能力、廃棄物処分能力
ISHEET4	熱効率、時間遅れ、ロス率、原子炉寿命等…
ISHEET5	初期炉心、新燃料中の核種組成
ISHEET6	平衡炉心、新燃料中の核種組成
ISHEET7	初期炉心、使用済み燃料中の核種組成
ISHEET8	平衡炉心、使用済み燃料中の核種組成
ISHEET9	廃止炉心、使用済み燃料中の核種組成

以下のSHEETはORIGENから核種組成を計算する場合

ISHEET7X	初期炉心、使用済み燃料中の核種組成
ISHEET8X	平衡炉心、使用済み燃料中の核種組成
ISHEET9X	廃止炉心、使用済み燃料中の核種組成

計算結果の例として、図形式出力の中からいくつかを選んで、図Ⅱ. 1～図Ⅱ. 7までに示す。

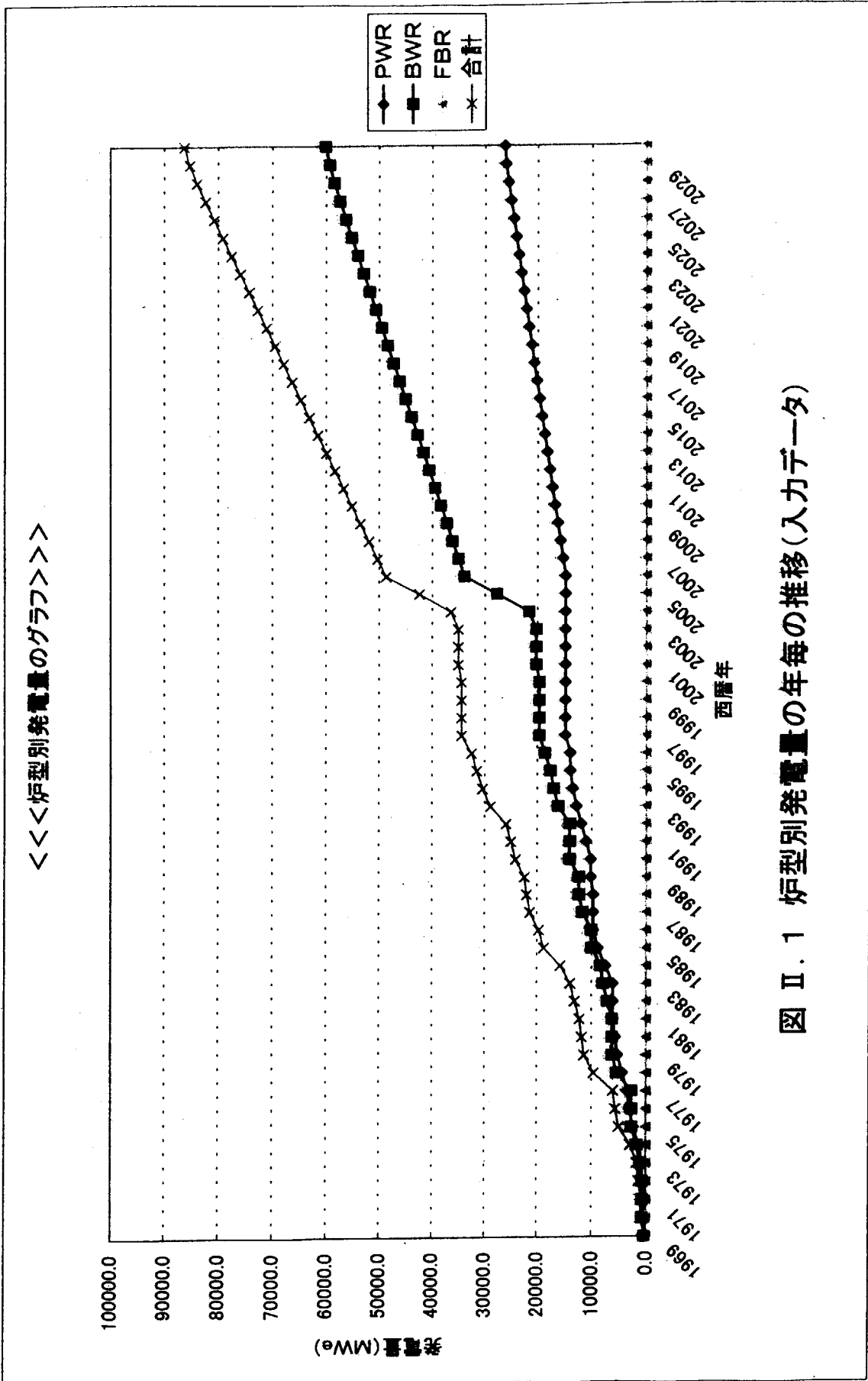


図 II. 1 炉型別発電量の年毎の推移(入力データ)

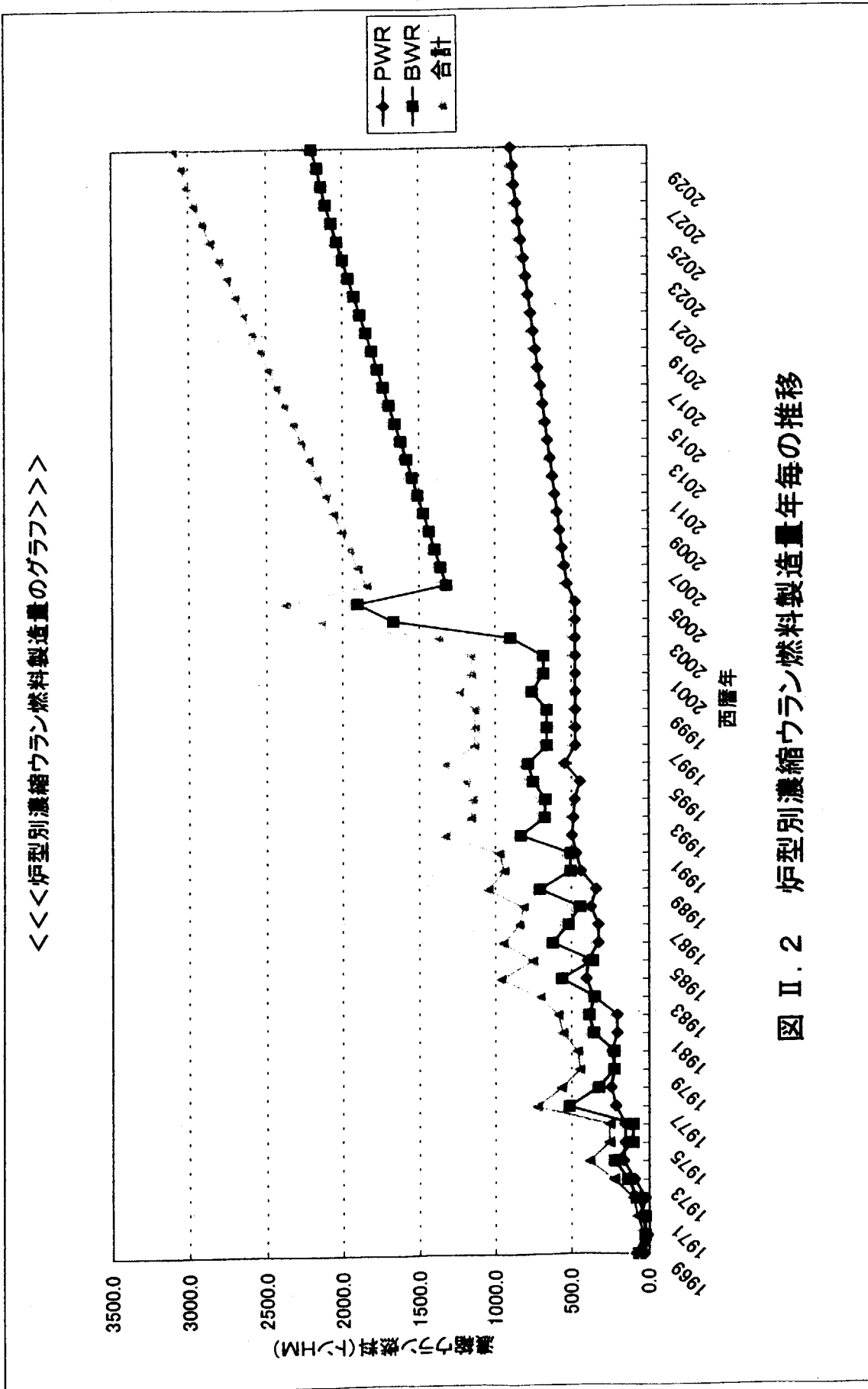


図 II. 2 炉型別濃縮ウラン燃料製造量年毎の推移

<<<炉型別ウラン濃縮量のグラフ>>>

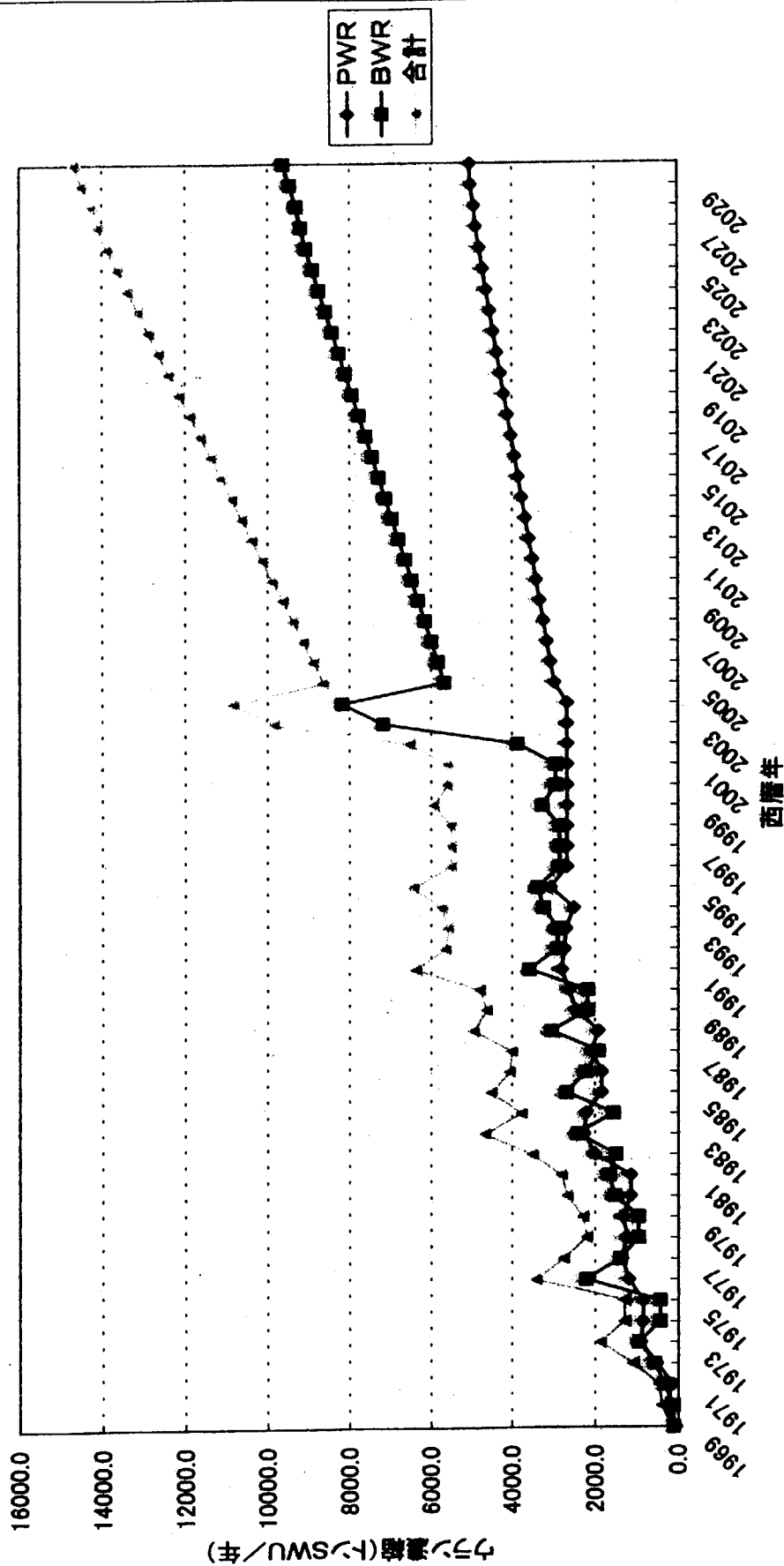


図 II.3 炉型別ウラン濃縮量の年毎の推移

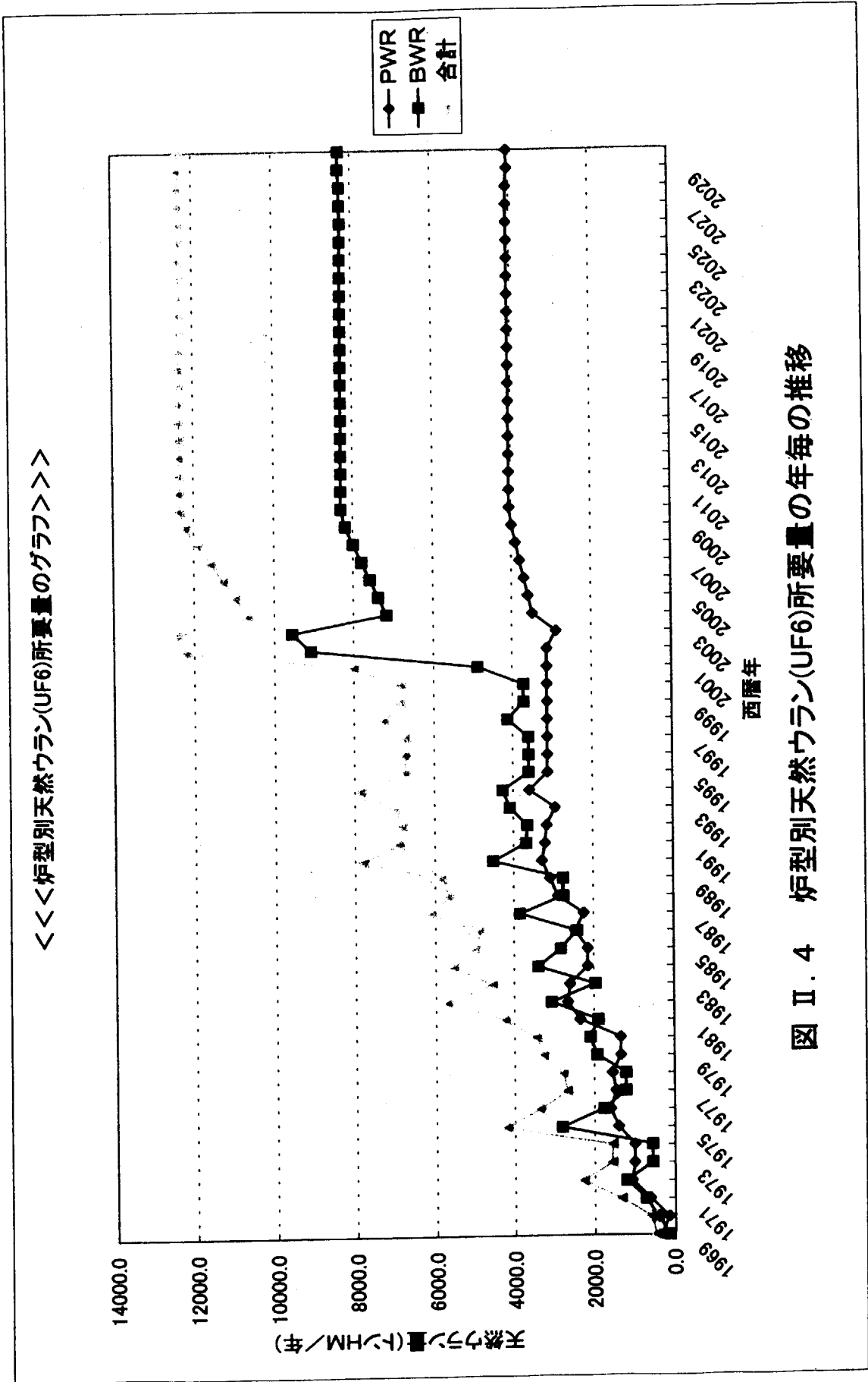


図 II.4 炉型別天然ウラン(UF6)所要量の年毎の推移

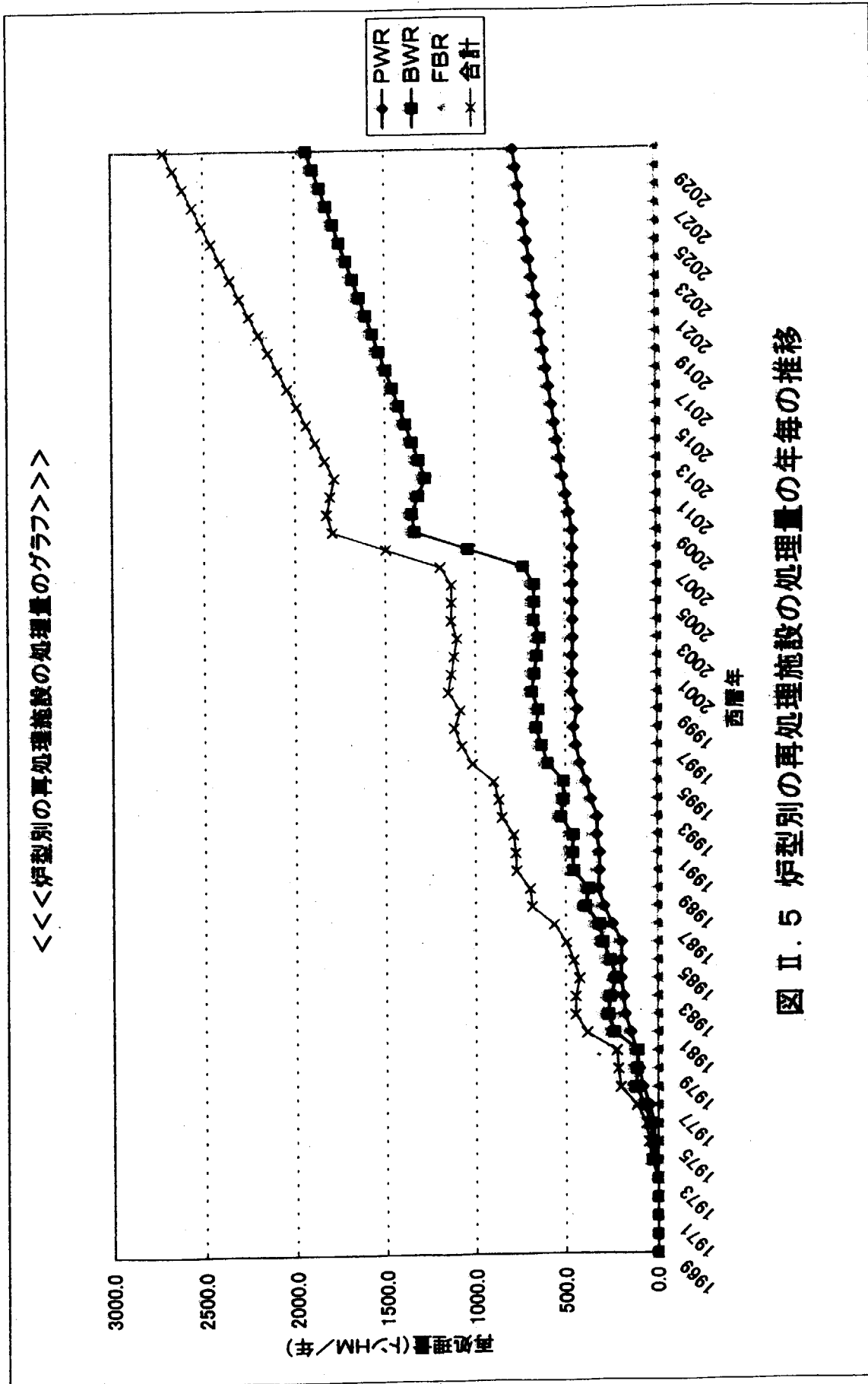


図 II.5 炉型別の再処理施設の処理量の年毎の推移

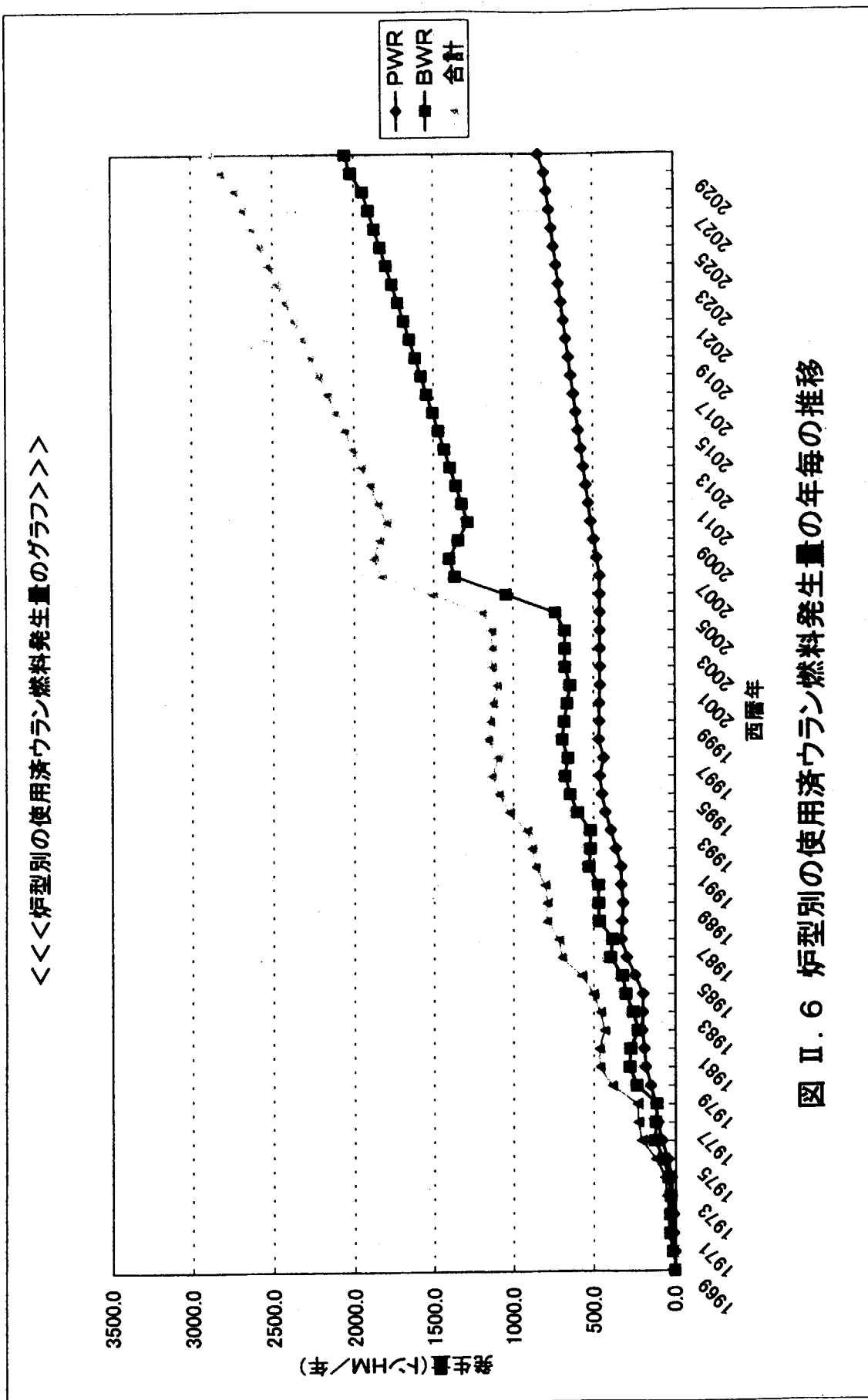


図 II. 6 炉型別の使用済ウラン燃料発生量の年毎の推移

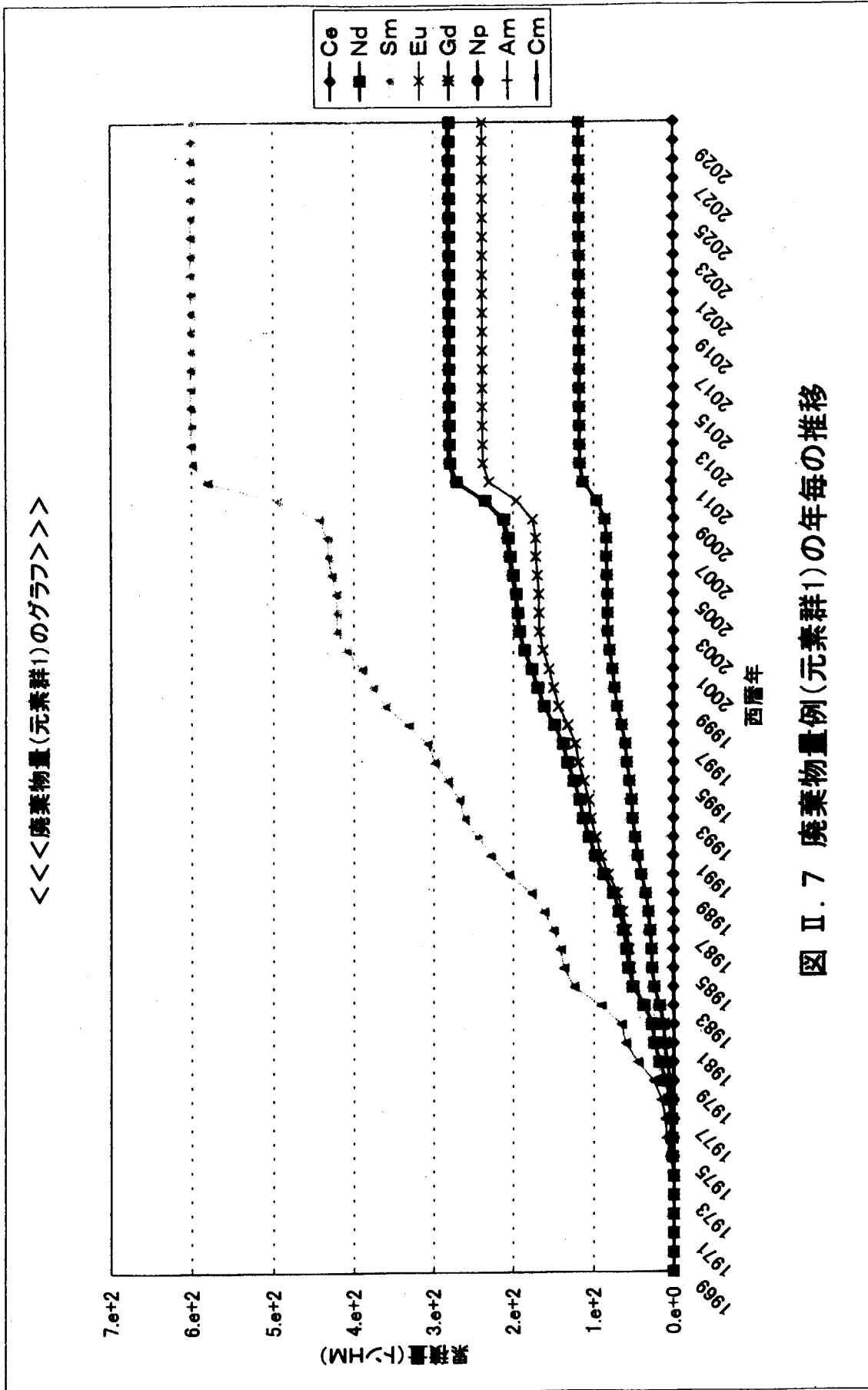


図 II. 7 廃棄物量例(元素群1)の年毎の推移

付録Ⅲ リサイクル燃料資源貯蔵方式の経済性評価の例¹⁾

III.1 はじめに

使用済燃料（リサイクル燃料資源）の中間貯蔵に対するニーズが高まりつつあり、平成10年6月11日通産省総合エネルギー調査会原子力部会において、リサイクル燃料資源中間貯蔵施設を実現していくために、国においては法制度の整備等を、事業者においては施設の立地に向けた取り組み等を早急に進めることが肝要であるとの見解が示された。今後、サイトや貯蔵方式の選定、事業運営コストなど、使用済燃料の発電所敷地外貯蔵の実用化に向けた検討が本格化する。

このようなことから、使用済燃料敷地外貯蔵にかかわるコストを試算し、貯蔵方式間の技術経済性比較を行うとともに、貯蔵期間などをパラメータとした評価を行った。

III.2 経済性の指標

経済性の指標として貯蔵単価（1単位の使用済燃料を貯蔵するのに必要な費用：円/kgU）を用いた。貯蔵単価は、当所が従来より使用済燃料貯蔵経済性評価に用いてきた、割引現金収支法に基づく均等化コスト¹⁾とした。

III.3 評価の前提条件（図III.1, 図III.2）

- (a)対象貯蔵施設：水プール貯蔵、金属キャスク貯蔵を対象とする。
- (b)燃料条件：燃料の燃焼度は平均的な炉から取り出し時の値40GWd/tとした。
なお、BWR燃料とPWR燃料の貯蔵量は発電容量の比率とし55:45とする。
- (c)貯蔵容量：3000tU／5000tU／10000tU、
- (d)貯蔵期間：40年
- (e)割引率^{*2)}：5%/年

III.4 評価結果

III.4.1 貯蔵方式、貯蔵容量が経済性に及ぼす影響（図III.3）

貯蔵容量が小さい場合、プール貯蔵の貯蔵単価は高いが、容量が増加するにつれて、キャスク貯蔵の貯蔵単価（30,000円/kgU）に近づくことがわかった。これは、プール貯蔵では、貯蔵容量の増大に伴う費用の増加が少ないこと（規模の経済性）が要因になっている。キャスク貯蔵の場合には量産効果によるキャスク製作費の若干の低減を見込んでいるが、本質的には、貯蔵規模の増加に

対して貯蔵ユニットを追加していく費用構造のため規模の経済性はなく、貯蔵単価が貯蔵容量によらずほぼ一定値となる。

III.4.2 金属キャスク費用が経済性に及ぼす影響 (図 III.4)

金属キャスク貯蔵では貯蔵単価の中で金属キャスク費が約 80%程度を占めており、そのコストダウンが貯蔵単価の低減に効果的であることがわかった。

III.4.3 発電原価への影響 (表 III.1)

貯蔵単価を、貯蔵で対象とした燃料から発生した電力量に割り戻したコスト (貯蔵コスト) [円/kWh]を試算した。貯蔵コストは冷却年数5年の場合、キャスク貯蔵で kWh あたり 9 銭程度、プール貯蔵で 15 銭程度となった。貯蔵技術ないし貯蔵シナリオによる差違は一見大きいですが、平成 11 年 12 月の資源エネルギー庁 総合エネルギー調査会原子力部会で報告されたフロントエンドからバックエンドまで含めた総発電原価 5.9 円/kWh のうち 1.5% (金属キャスク) から 2.5% (プール) 程度の値となっている。

III.4.4 感度解析 (割引率が貯蔵単価に及ぼす影響) (図 III.5)

本評価では割引率を 5%として計算したが、公益性の高い貯蔵事業の場合には 5%は高いとの批判もありえるので、割引率を 0%、2%とした場合、また事業主体として民間による倉庫業等の事業形態も想定し、8%、10%とした場合について検討した。その結果、本評価の設定条件の下では、割引率の変化による貯蔵単価の変動は比較的小さい事がわかった。割引率については本文 29 ページ参照。

参考文献

- 1) 伊藤、長野、三枝、「使用済燃料敷地外貯蔵技術の経済性評価」、電力中央研究所研究報告 U99047、平成 12 年 5 月

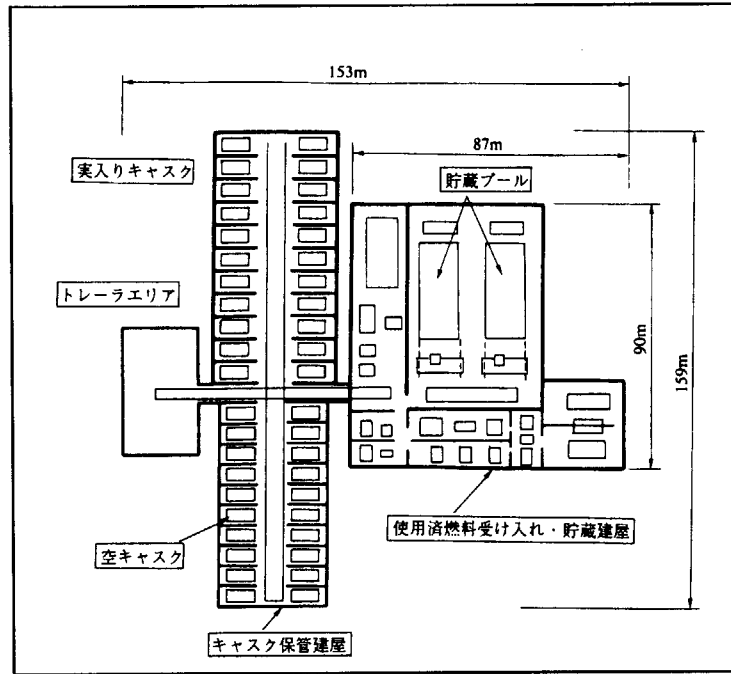


図 III.1 プール貯蔵施設の概要 (貯蔵容量 5,000tU)

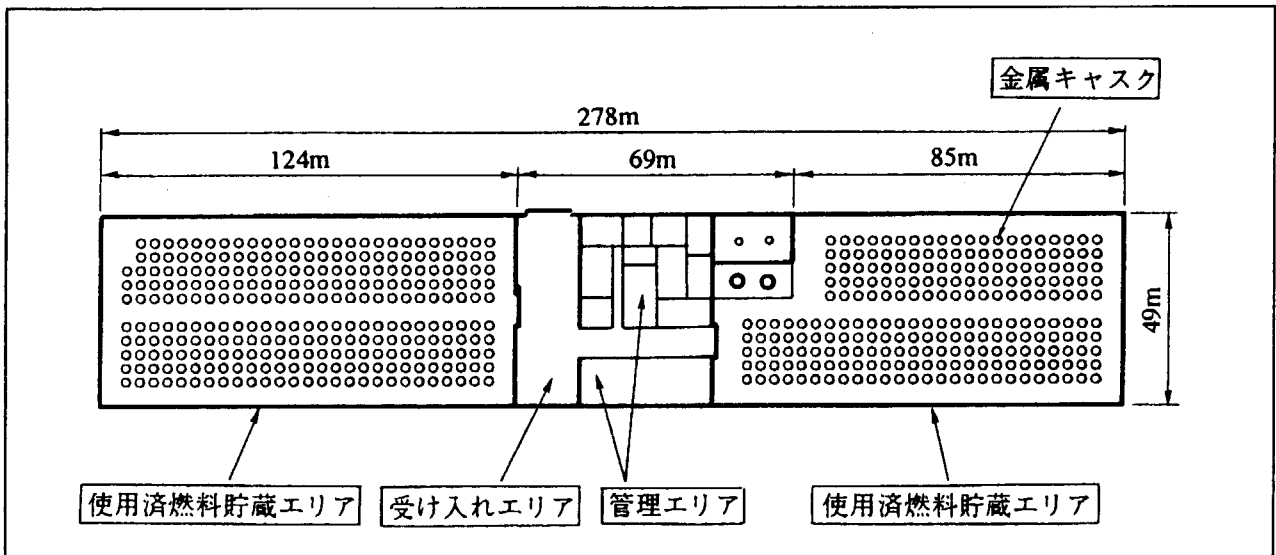


図 III.2 キャスク貯蔵施設の概要 (貯蔵容量 5,000tU)

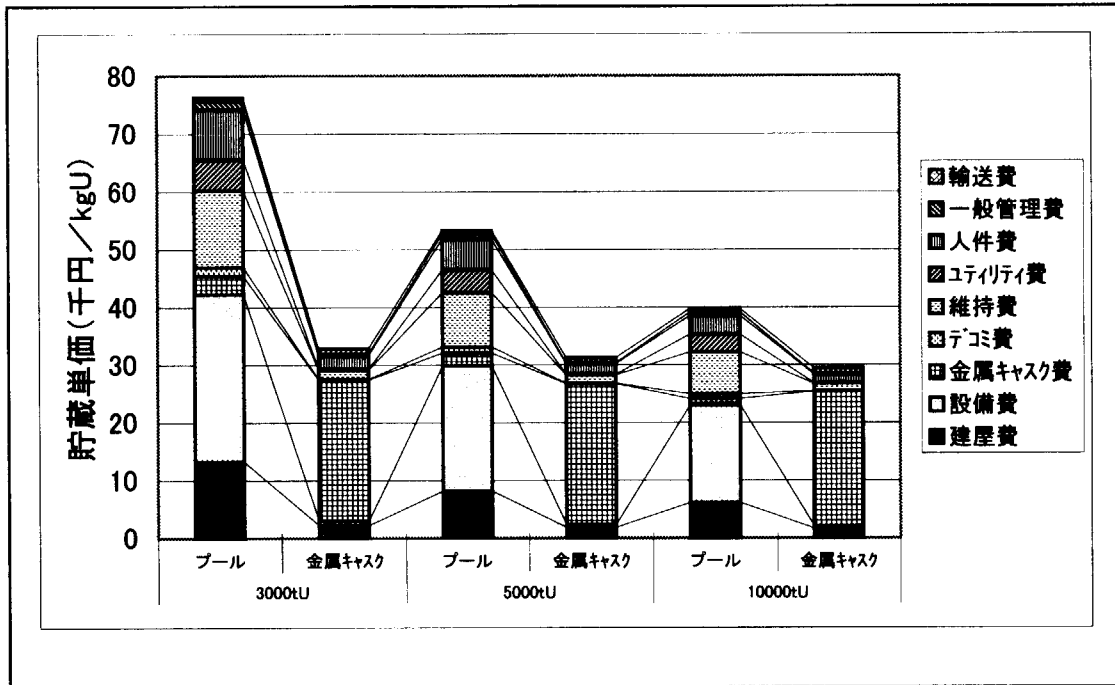


図 III.3 貯蔵単価の比較

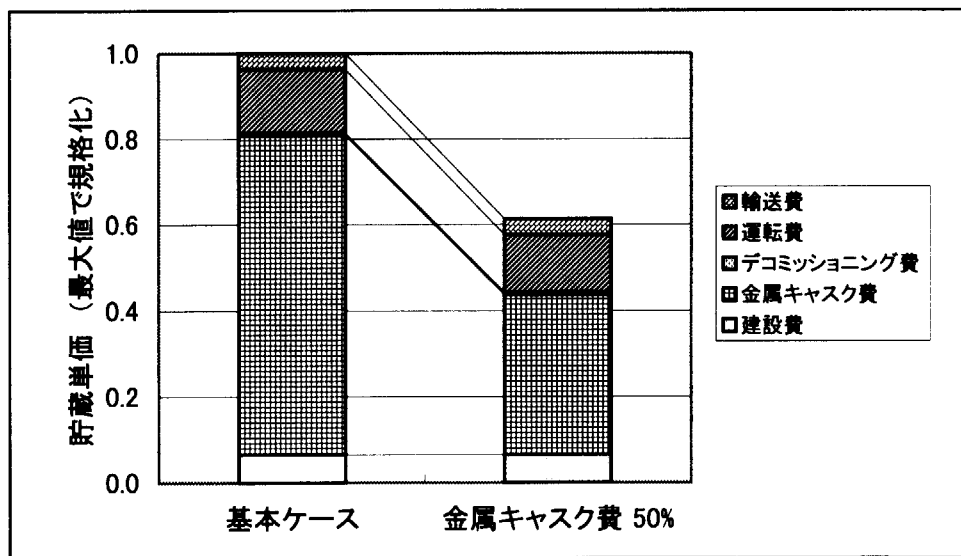


図 III.4 キャスク費用と貯蔵単価

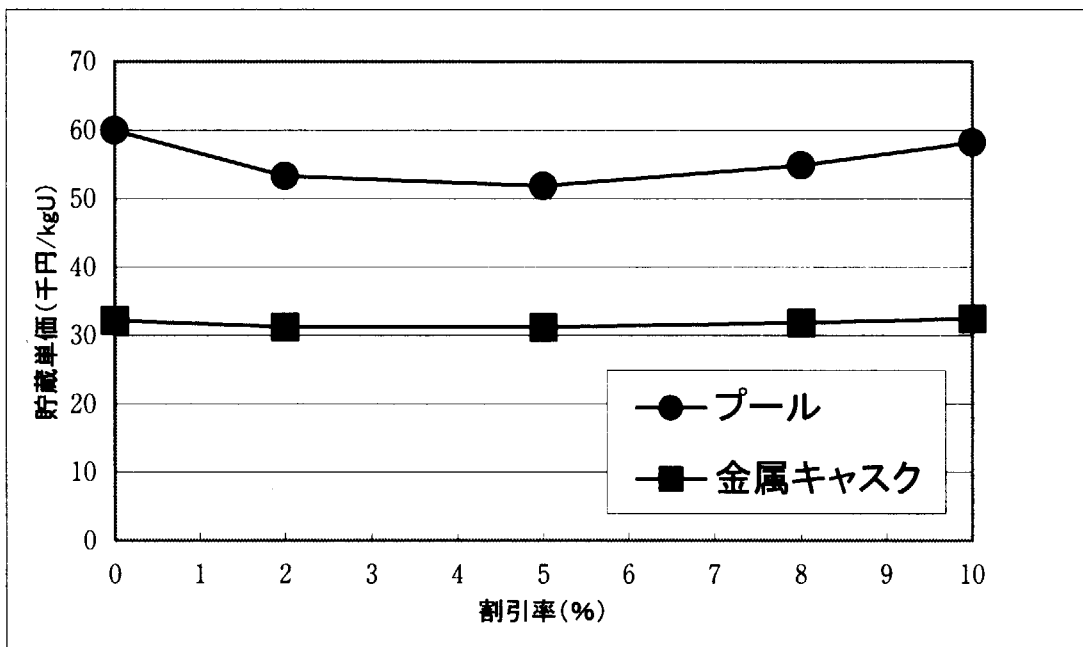


図 III.5 割引率に関する感度解析 (5,000tU)

表 III.1 貯蔵コスト [円/kWh]

貯蔵容量	3,000tU		5,000tU		10,000tU	
	5年	15年	5年	15年	5年	15年
キャスク	0.095	0.058	0.091	0.056	0.085	0.052
プール	0.214	0.132	0.150	0.092	0.112	0.069

: 平成 10 年 6 月 11 日通産省原子力部会で報告

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
バ	bar
ガ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラ	rad
レ	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²
1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値は CODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)

= 4.184 J (熱化学)

= 4.1855 J (15 °C)

= 4.1868 J (国際蒸気表)

仕事率 1 PS (仏馬力)

= 75 kgf·m/s

= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

